



JAEA-Review

2024-029

DOI:10.11484/jaea-review-2024-029

令和 4 年度研究炉加速器技術部年報

(JRR-3、NSRR、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟及びトリチウムプロセス研究棟の運転、利用及び技術開発、JRR-4 の廃止措置)

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2022

(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, NSRR,

Tandem Accelerator, Radio Isotope Production Facility and Tritium Process Laboratory,

Decommissioning Activity for JRR-4)

研究炉加速器技術部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute

August 2024

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

令和 4 年度研究炉加速器技術部年報
(JRR-3、NSRR、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟及び
トリチウムプロセス研究棟の運転、利用及び技術開発、JRR-4 の廃止措置)

日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所
研究炉加速器技術部

(2024 年 4 月 25 日受理)

研究炉加速器技術部は、JRR-3 (Japan Research Reactor No.3)、NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の研究炉、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟、トリチウムプロセス研究棟を運転管理し、それらを利用に供するとともに関連する技術開発を行っている。また、JRR-4 (Japan Research Reactor No.4) の廃止措置や、JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) 及び FEL (Free Electron Laser) 研究棟の維持管理も行っている。

本年次報告は令和 4 年度における当部の実施した運転管理、利用、利用技術の高度化、JRR-4 の廃止措置、安全管理、国際協力及び人材育成について業務活動をまとめたものである。

さらに、論文、口頭発表一覧、官庁許認可及び業務の実施結果一覧を掲載した。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4

編集者：松田 誠、馬場 亮太、助川 正典、安掛 寿紀、松井 泰、坂田 茉美、中田 陸斗、
山田 正行、川島 和人

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2022
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, NSRR,
Tandem Accelerator, Radio Isotope Production Facility and Tritium Process Laboratory,
Decommissioning Activity for JRR-4)

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

Nuclear Science Research Institute
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 25, 2024)

The Department of Research Reactor and Tandem Accelerator is in charge of the operation, utilization and technical development of JRR-3 (Japan Research Reactor No.3), NSRR (Nuclear Safety Research Reactor), Tandem Accelerator, Radio Isotope Production Facility, and TPL (Tritium Process Laboratory). Also decommissioned JRR-4 (Japan Research Reactor No.4) and maintains JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) and the FEL (Free Electron Laser).

This annual report describes the activities of our department in fiscal year of 2022. We carried out the operation and maintenance, utilization, upgrading of utilization techniques, decommissioned JRR-4, safety administration, international cooperation and human resources development.

Also contained are lists of publications, meetings, granted permissions on laws and regulations concerning atomic energy, outcomes in service and technical developments and so on.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Reactor Operation, JRR-3, JRR-4, NSRR,
Reactor Utilization, Radioisotopes, Heavy Ion Accelerator, Tandem, TPL, JAEA

(Eds.) Makoto MATSUDA, Ryota BABA, Masanori SUKEGAWA, Toshiki AGAKE,
Yutaka MATSUI, Mami SAKATA, Rikuto NAKATA, Masayuki YAMADA,
and Kazuhito KAWASHIMA

目次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 研究炉及び加速器等の運転管理	7
2.1 JRR-3 の運転管理	9
2.1.1 運転	9
2.1.2 保守・整備	10
2.1.3 燃料・炉心管理	11
2.1.4 放射線管理	14
2.1.5 水・ガス管理	16
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	19
2.2 JRR-3 照射設備等の保守・整備	20
2.3 NSRR の運転管理	21
2.3.1 運転	21
2.3.2 保守・整備	22
2.3.3 燃料・炉心管理	22
2.3.4 放射線管理	23
2.3.5 実験設備等の保守・整備	25
2.4 タンデム加速器の運転管理	25
2.4.1 運転	25
2.4.2 保守・整備	27
2.4.3 高圧ガス製造施設	29
2.4.4 放射線管理	29
2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理	30
2.5.1 施設の管理	30
2.5.2 RI の製造及び開発の管理	31
2.5.3 放射線管理	31
2.6 トリチウムプロセス研究棟の管理	33
2.6.1 施設の管理	33
2.6.2 放射線管理	34
2.7 その他の施設の管理	35
2.7.1 JRR-1 の管理	35
2.7.2 FEL 研究棟の管理	36

2.8	主な技術的事項	36
2.8.1	JRR-3 のキャプセル照射のための温度制御装置の自動化	36
2.8.2	JRR-3 冷中性子源装置 減速材容器高度化のための概念設計	38
2.8.3	半導体ナノ粒子を用いた中性子シンチレータの開発	42
3.	研究炉及び加速器の利用	43
3.1	JRR-3 の施設利用	45
3.1.1	利用対応組織 (JRR-3 ユーザーズオフィス)	45
3.1.2	利用状況	45
3.1.3	中性子ビーム利用専門部会	55
3.1.4	炉内中性子照射等専門部会	55
3.1.5	主な利用の成果	57
3.2	NSRR の施設利用	59
3.2.1	利用状況	59
3.2.2	主な利用の成果	59
3.3	タンデム加速器の利用	60
3.3.1	利用状況	60
3.3.2	タンデム加速器専門部会	60
3.3.3	主な利用の成果	62
3.4	ラジオアイソトープ製造棟の利用	66
3.5	トリチウムプロセス研究棟の利用	67
3.6	アウトリーチ活動	68
4.	JRR-4 の廃止措置対応	71
4.1	概況	73
4.2	計画	73
4.3	令和 4 年度の実績	73
4.4	放射線管理	74
4.5	水・ガス管理	74
4.6	使用済燃料貯蔵施設の管理	75
4.7	主な技術的事項	75
4.7.1	JRR-4 の廃止措置に伴う制御棒の線量率測定	75
5.	国際協力・人材育成	79
5.1	国際協力	81
5.1.1	SSAC トレーニング	81
5.2	人材育成	81
5.2.1	東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院)	81

5.2.2	夏期休暇実習生	81
5.2.3	国際原子力人材育成イニシアティブ事業への協力	81
6.	研究炉加速器技術部の安全管理	83
6.1	研究炉加速器技術部の安全管理体制	85
6.2	安全審査・安全巡視	87
6.3	訓練	90
7.	あとがき	91
	付録	95
付録 1	研究炉加速器技術部の組織と業務	97
付録 2	JAEA-Research 等一覧	98
付録 3	口頭発表一覧	99
付録 4	外部投稿論文一覧	100
付録 5	官庁許認可等一覧	101
付録 6	表彰、特許	103

Contents

Preface	1
1. Overview	3
2. Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator	7
2.1 Operation and Maintenance of JRR-3	9
2.1.1 Operation	9
2.1.2 Maintenance	10
2.1.3 Reactor Core Management	11
2.1.4 Radiation Monitoring	14
2.1.5 Water and Gas Managements	16
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	19
2.2 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	20
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	21
2.3.1 Operation	21
2.3.2 Maintenance	22
2.3.3 Reactor Core Management	22
2.3.4 Radiation Monitoring	23
2.3.5 Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	25
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator Facility	25
2.4.1 Operation	25
2.4.2 Maintenance	27
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	29
2.4.4 Radiation Monitoring	29
2.5 Maintenance of RI Production Facility	30
2.5.1 Management of Facility	30
2.5.2 Production and Development of Radioisotopes	31
2.5.3 Radiation Monitoring	31
2.6 Management of Tritium Process Laboratory	33
2.6.1 Management of Facility	33
2.6.2 Radiation Monitoring	34
2.7 Management of Other Facilities	35
2.7.1 Management of JRR-1	35
2.7.2 Management of FEL	36

2.8	Major Topics of Technical Development	36
2.8.1	Automation of Temperature Control System for the Capsule Irradiation of JRR-3	36
2.8.2	Conceptual Design for Upgrading the Moderator Cell of the JRR-3 Cold Neutron Source	38
2.8.3	Development of New Scintillators Based on a Composite of ${}^6\text{LiF}$ and Semiconductor Nanocrystals	42
3.	Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	43
3.1	Utilization of JRR-3	45
3.1.1	User Support Organization (JRR-3 Users Office)	45
3.1.2	Status of Utilization	45
3.1.3	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	55
3.1.4	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	55
3.1.5	Research Results	57
3.2	Utilization of NSRR	59
3.2.1	Status of Utilization	59
3.2.2	Research Results	59
3.3	Utilization of Tandem Accelerator Facility	60
3.3.1	Status of Utilization	60
3.3.2	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	60
3.3.3	Research Results	62
3.4	Utilization of RI Production Facility	66
3.5	Utilization of Tritium Process Laboratory	67
3.6	Outreach Activities	68
4.	Decommissioning Activity for JRR-4	71
4.1	Overview	73
4.2	Decommissioning Plan	73
4.3	Achievements in 2022	73
4.4	Radiation Monitoring	74
4.5	Water and Gas Managements	74
4.6	Management of Spent Fuel Storage Facility	75
4.7	Major Topics of Technical Development	75
4.7.1	Dose Rate Measurements of Control Rod for the Decommissioning of JRR-4	75
5.	International Cooperation and Human Resources Development	79
5.1	International Cooperation	81

5.1.1	SSAC Training	81
5.2	Human Resources Development	81
5.2.1	Nuclear Professional School, The University of Tokyo	81
5.2.2	Summer Intern	81
5.2.3	Cooperation with the International Nuclear Human Resource Development Initiative Project	81
6.	Safety Administration for Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	83
6.1	Organization of Safety Administration	85
6.2	Safety Review and Safety Patrols	87
6.3	Training	90
7.	Postscript	91
Appendices		95
Appendix 1	Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	97
Appendix 2	List of JAEA-Research Reports	98
Appendix 3	List of Papers Presented at Meetings	99
Appendix 4	List of Published Papers	100
Appendix 5	List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	101
Appendix 6	Commendations and Patents	103

まえがき

研究炉加速器技術部は、平成 17 年 10 月 1 日の日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）発足に伴い設立された。

当部は、JRR-3、NSRR、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟及びトリチウムプロセス研究棟を運転管理し、それらを原子力機構内外の利用に供するとともに、運転及び利用に関する技術開発並びにラジオアイソトープ（RI）利用に関する技術開発を実施する組織である。JRR-4 の廃止措置や、JRR-1 及び FEL 研究棟の管理も行っている。

JRR-3 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型、定格出力 20,000 kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 42℃の研究炉である。この研究炉は、原子力の研究・開発と利用のための大型研究施設として、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の外部利用に供し、学術研究、基礎・基盤研究、医療等の科学技術の発展及び人材育成、また、RI 製造に貢献してきている。

NSRR は、発電用軽水炉の数倍の出力（23,000 MW）を瞬時に出し、軽水炉燃料の反応度事故時の挙動を調べる実験を実施する研究炉である。原子力規制庁からの受託事業の一環としてパルス照射実験を行っている。また、ラジオアイソトープ製造棟は大量の RI 製造が可能な国内唯一の施設であり、JRR-3 の運転再開に伴い医療用 RI の国内頒布数の増加等に貢献できる施設である。

タンデム加速器は、世界最大級の静電加速器であり、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の外部利用に供し、重イオンによる原子核物理、核化学、物性物理の基礎的研究に貢献している。トリチウムプロセス研究棟は、核融合炉のトリチウムプロセス技術及び安全取扱技術の研究開発を目的とした国内唯一のグラムレベルのトリチウムが取り扱える施設である。

JRR-4 は、シリコン半導体の製造や医療照射（BNCT）等に貢献してきたが、平成 29 年度に廃止措置計画の認可を受け、現在は廃止措置計画に基づき廃止措置を進めている。

当部としては、今後も原子力を中心とした幅広い科学技術分野において、最先端の独創的・先導的な研究開発が国際的な最高水準の研究環境で行えるよう、研究炉及びタンデム加速器の安定・安全運転及び安全確保に努めるとともに、施設の特長を活かした性能向上と利用の高度化を図るための技術開発を進めることを基本方針としている。この基本方針に基づき、令和 4 年度に実施した業務を年報としてまとめる。

This is a blank page.

1. 概要

Overview

This is a blank page.

研究炉加速器技術部において実施した令和 4 年度の運転、利用を主として 5 項目に分類してまとめた。各項目の概要は以下の通りである。

(1) 研究炉及び加速器等の運転管理

運転管理では、JRR-4 を除く各施設の運転、保守・整備状況や主な技術的事項についてまとめた。令和 4 年度は、JRR-3 は年間運転計画に基づき 7 サイクルで 176 日間の運転（26 日間×6 サイクル+20 日間×1 サイクル）を予定していたが、2 度の計画外停止のため 159 日間の運転となった。NSRR は、年間運転計画に基づき第 2 回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を実施し、安全研究センター燃料安全研究グループの実験計画に基づくパルス運転を 2 回実施した。タンデム加速器では 134 日の実験利用運転を行った。ラジオアイソトープ製造棟では JRR-3 の運転再開を受け、施設活動の安定化及び業務効率化を図った。トリチウムプロセス研究棟では研究開発試験のためのトリチウム分取・供給及び試験終了に伴う装置等の解体撤去の準備並びにトリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化処理技術開発を行った。

主な技術的事項として、JRR-3 のキャプセル照射のための温度制御装置の自動化、JRR-3 冷中性子源装置減速材容器高度化のための概念設計及び萌芽研究による半導体ナノ粒子を用いた中性子シンチレータの開発を行った。

(2) 研究炉及び加速器の利用

施設の利用では、各施設の利用状況、利用設備及び実験室の保守・整備状況、専門部会の開催についてまとめた。JRR-3 の照射利用では照射件数 46 件、キャプセル総数 132 個であり、実験利用では延べ利用日数 4,553 件・日の利用実績となった。NSRR では、未照射燃料及び照射済燃料を用いたパルス照射実験をそれぞれ 1 回ずつ実施した。タンデム加速器では 32 件の研究課題の利用があった。ラジオアイソトープ製造棟で試験検査し頒布された RI の個数は、1,674 個であった。トリチウムプロセス研究棟では国際熱核融合実験炉（ITER）の安全確保上重要な機能を持つトリチウム除去設備の性能確認試験を実施した。

(3) JRR-4 の廃止措置対応

令和 4 年度における JRR-4 の廃止措置の対応としては、解体撤去に向け、コンクリートの試料採取及び分析を行った。

主な技術的事項として、JRR-4 の廃止措置に伴う制御棒の線量率測定を行った。

(4) 国際協力・人材育成

令和 4 年度は、国内計量管理制度（SSAC）トレーニングについて JRR-4 管理課が IAEA からの依頼を受け、演習を実施した。また、人材育成については、NSRR 管理課が原子力機構と東京大学との包括的連携協力協定に基づき、令和 4 年度の専門職大学院における実習の一部を実施した。加速器管理課においては「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」の参画機関としてタンデム加速器を用いた核データ工学実験の実習及び夏期休暇実習生の受け入れを実施した。

(5) 研究炉加速器技術部の安全管理

安全管理では、各課で行う課安全衛生会議のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を行った。共同利用建家では、建家安全衛生連絡協議会により、安全管理に関する協議等を実施した。四半期ごとに部長による部内安全衛生パトロールを実施した。部内安全審査会を17回実施した。

2. 研究炉及び加速器等の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

2.1 JRR-3の運転管理

2.1.1 運転

令和4年度の施設供用運転は、令和4年度JRR-3原子炉施設年間運転計画に基づき7サイクルで176日間の運転（26日間×6サイクル+20日間×1サイクル）を予定していたが、以下の計画外停止のため159日間の運転となった。

(1) 自然現象（竜巻）による手動停止

令和4年6月27日に原子力科学研究所を含むエリアに竜巻発生確度2、雷活動度3を確認し、JRR-3本体施設運転手引に基づき原子炉を手動停止した。同日中に、竜巻通過後点検を実施し、異常がないことを確認のうえ、令和4年6月28日に原子炉を再起動した。

(2) 「1次冷却材流量低」警報の発報による自動停止（スクラム）

令和4年7月26日に「1次冷却材流量低」警報が発報し、スクラムにて原子炉が自動停止した。原子炉停止後、1次冷却材流量計の健全性確認を行い、機器の故障ではなく外乱（ノイズ）による誤信号の発生によるものと判断した。

令和4年度の積算運転時間と出力量累計を表2.1.1に示す。

表 2.1.1 JRR-3 運転実績表

サイクル No.	運転期間	運転時間 (hr : min)	出力量 (MWh)	出力量累計 (MWh)	計画外停止
年度当初	—	80 499 : 37	—	1 578 394.6	—
R3-2022-88	4/15~4/22	44 : 43	477.1	1 578 871.7	0
R3-2022-01	5/9~6/3	605 : 30	11 499.6	1 590 371.3	0
R3-2022-02	6/13~7/8	586 : 29	11 131.0	1 601 502.3	1
R3-2022-03	7/14~7/26	193 : 02	3 627.2	1 605 129.5	1
R3-2022-04	8/22~9/16	605 : 30	11 572.1	1 616 701.6	0
R3-2022-05	9/22~10/21	606 : 14	11 545.6	1 628 247.2	0
R3-2022-06	10/27~11/25	606 : 45	11 570.6	1 639 817.8	0
R3-2022-07	12/1~12/24	462 : 54	8 800.2	1 648 618.0	0
年度累計	—	3 711 : 07	—	—	2
累計	—	84 210 : 44	—	1 648 618.0	—

(上石 瑛伍)

2.1.2 保守・整備

(1) 概要

令和4年度研究炉運転・管理計画に基づき点検・保守及び定期事業者検査を実施した。主なものとしては制御棒駆動装置の分解点検、原子炉プール水浄化冷却系及び使用済燃料プール水浄化冷却系のイオン交換樹脂塔交換作業である。

(2) 主な保守整備

1) 制御棒駆動装置の分解点検

JRR-3の原子炉出力制御は、駆動部（管外及び管内）及びプランジャ案内管で構成された制御棒駆動装置により、炉心に挿入されている制御棒の挿入量を可変することで行っている。制御棒駆動装置は、JRR-3原子炉施設保全計画に基づき、R-1制御棒を定期事業者検査ごと、その他の制御棒については5定期事業者検査ごとの周期で分解点検を実施し設備の健全性を確認することとなっており、令和4年度についてはR-1制御棒、R-2制御棒について分解点検を実施した。

分解点検は、炉心に挿入してある管内駆動部及び炉下室に設置してある管外駆動部について実施し、管内駆動部については炉心の制御棒案内管より制御棒と管内駆動部を引抜き分離した後、原子炉プールより取出し実施した（写真2.1.1及び写真2.1.2参照）。作業内容としては構成部品の外観点検、寸法検査、浸透探傷試験、漏えい検査、消耗部品の交換及び組立後の機能試験を実施し、制御棒駆動装置の性能が維持され、設備が健全であることを確認した。



写真 2.1.1 管内駆動部取出し



写真 2.1.2 管外駆動部取外し

(菊地 将宣)

2) 原子炉プール水浄化系及び使用済燃料プール水浄化冷却系のイオン交換樹脂塔樹脂交換作業

原子炉プール水浄化系のイオン交換樹脂塔は、JRR-3原子炉施設保全計画に基づき、適時、イオン交換樹脂の交換を実施し、システムの健全性を確認することとなっている。令和4年度について

は、イオン交換樹脂塔 No.2 の積算流量が 90,000 m³ を超えたため、当該イオン交換樹脂の交換を実施した。

また、使用済燃料プール水浄化冷却系のイオン交換樹脂塔についても、JRR-3 原子炉施設保全計画に基づき、適時、イオン交換樹脂の交換を実施し、システムの健全性を確認することとなっている。令和 4 年度については、当該樹脂塔の積算流量が 4,000 m³ を超え、前回の交換から約 8 年経過したことから、当該イオン交換樹脂の交換を実施した。

作業前の準備として、作業に伴う排水及び作業場所確保の対応に係る関係各所への連絡、新樹脂の搬入を実施した。

作業は、交換を実施する樹脂塔内部のイオン交換樹脂の廃樹脂貯留室への排出（写真 2.1.3 参照）、新樹脂の洗浄（写真 2.1.4 参照）及び充填作業、所定の浄化能力を確認する性能確認という流れで実施し、当該イオン交換樹脂塔が所定の浄化能力を持つことを確認した。



写真 2.1.3 イオン交換樹脂の排出



写真 2.1.4 新樹脂の洗浄

(宇野 裕基)

2.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-3の燃料製作

第L21次～第L23次取替用燃料体各20体（第L21次は標準型燃料体14体、フォロー型燃料体6体、第L22次及び第L23次は各々標準型燃料体16体、フォロー型燃料体4体）については、3次分を一括で契約締結しており、平成22年度より製作を開始している。

令和4年度は、第L23次分の燃料要素検査を実施し、全数合格であることを確認した。令和6年度中にJRR-3へ輸送する計画である。

2) JRR-3の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

燃料交換に伴い、計量管理として核燃料物質所内移動票等を起算した。令和4年6月に実在庫検査（棚卸し）を行うとともに、IAEA及び核物質管理センターの実在庫検認を受けた。また、令和4年10月にはランダム中間査察を受けた。

3) その他

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器（JRF-90Y-950K型）8基の定期自主検査を核燃料輸送物設計承認書に基づき令和5年2月27日から3月3日に行い、輸送に使用している輸送容器、固縛装置が全て健全であることを確認した。また同時に、輸送容器を収納するコンテナについても、船舶安全法に基づき点検保守を行い健全であることを確認した。

(2) 燃料交換

R3-2022-定期事業者検査サイクルに2体、R3-2022-03サイクルに6体、R3-2022-05サイクルに2体及びR3-2022-06サイクルに2体の標準型燃料体の交換を実施した。また、R3-2022-定期事業者検査サイクルに4体のフォロワ型燃料体の交換を実施した。燃料交換時には、必要に応じてシャフリングを実施し、最大熱的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減を図った。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、58.63 %（設置許可上の燃焼度の制限値は60 %）であった。

(3) 反応度管理

燃燃料交換を行うことで原子炉の安定運転に必要な過剰反応度を確保するとともに、制限値（最大過剰反応度：21 % $\Delta k/k$ 以下、反応度停止余裕：1 % $\Delta k/k$ 以上）を逸脱しないよう反応度管理を実施した。図2.1.1にR3-2022-01サイクルからR3-2022-07サイクルまでの過剰反応度の推移を示す。過剰反応度が最大となったのは、R3-2022-01サイクル初期で、試料無状態換算で、11.70 % $\Delta k/k$ （設置許可書上の最大過剰反応度の制限値21 % $\Delta k/k$ 以下）であり、その時の反応度停止余裕は、8.24 % $\Delta k/k$ （設置許可上の反応度停止余裕の制限値1 % $\Delta k/k$ 以上）であった。

（井口 晋太郎）

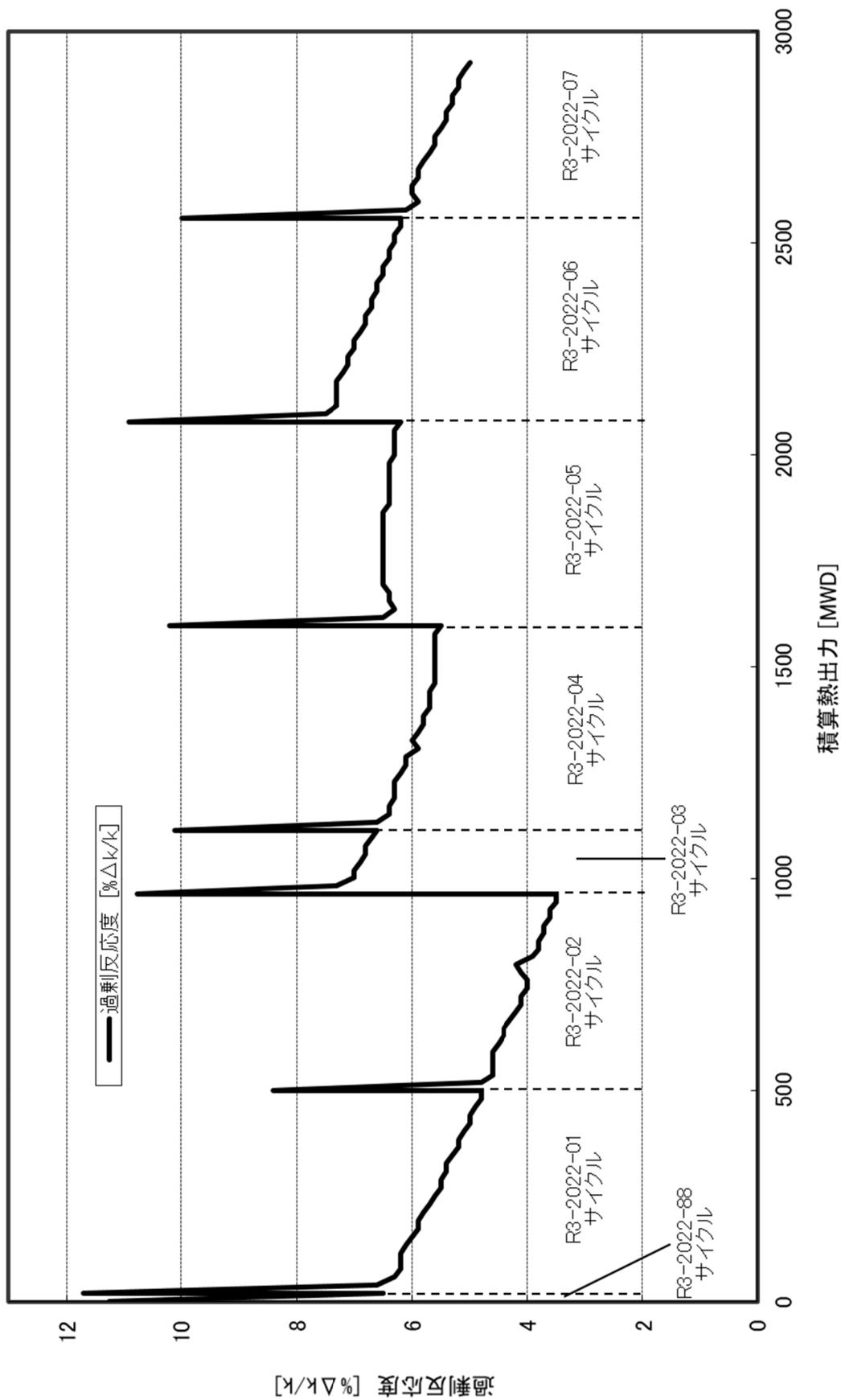


図 2.1.1 JRR-3 の過剰反応度推移

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

令和4年度は、炉心から使用済燃料プールへ16体の使用済燃料（板状燃料）を受け入れた。なお、使用済燃料プールから使用済燃料貯槽No.1への移動及び使用済燃料貯槽間の移動はなかった。また、使用済燃料貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体、金属天然ウラン燃料体、同要素及び使用済燃料貯蔵施設（DSF）で貯蔵中の金属天然ウラン燃料要素の在庫変動はなかった。

2) 放射能濃度の監視

使用済燃料の健全性を確認するため、貯槽水及び保管孔内空気の放射能濃度を定期的に監視して異常のないことを確認した。各貯蔵設備の放射能濃度は、年度を通じて次のとおりであった。

使用済燃料貯槽 No.1 : 検出限界以下（検出限界 $2.21 \times 10^{-1} \sim 4.16 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ ）

使用済燃料貯槽 No.2 : 検出限界以下（検出限界 $2.31 \times 10^{-1} \sim 3.99 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ ）

保管孔 (DSF) : $1.00 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$

(中田 陸斗)

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

令和4年度に実施された放射線作業において、いずれの作業も適切な放射線管理が行われ、作業者の異常な被ばく及び身体汚染はなかった。

(2) 放出放射性物質

JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を表 2.1.2 に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：2.2 m³）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。

(3) 実効線量

JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量を表 2.1.3 に示す。

(角田 潤一)

表 2.1.2 JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度

	放射性ガス		放射性塵埃				放射性廃液		
	⁴¹ Ar	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	¹³³ I *1	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	
年間放出量 (Bq/y)	7.5×10^9	2.0×10^{10}	0	0	1.0×10^6	1.0×10^9	5.4×10^5	2.0×10^5	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.2 \times 10^{-3}$	$<7.6 \times 10^{-5}$	$<3.7 \times 10^{-10}$	$<2.5 \times 10^{-9}$	$<1.0 \times 10^{-8}$	4.2×10^0	2.3×10^{-3}	8.3×10^{-4}	

*1) 燃料の製造過程において燃料板表面に付着したウランに由来するもの。

表 2.1.3 JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量

	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	年 間
放射線業務従事者数 (人)	373	537	695	425	867
総線量 (人・mSv)	0.8	1.5	1.9	0.0	4.2
平均線量 (mSv)	0.00	0.001	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.2	0.2	0.2	0.0	0.5

(個人線量計：OSL バッジ)

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1 人として算出

2.1.5 水・ガス管理

JRR-3の冷却系設備では、JRR-3本体施設運転手引に基づき各冷却設備から冷却水等のサンプリング及び分析を行い、水質を確認している。表2.1.4に示す各系統について、JRR-3本体施設運転手引により規定されている分析項目を、原子炉運転中及び原子炉停止中それぞれについて定められた分析頻度で分析を行った。これらの分析の結果に異常は見られず、JRR-3の冷却水等は適切に管理された。

(1) 1次冷却材

1次冷却水浄化系入口の水素イオン濃度指数 (pH) 測定結果は 5.37~6.35、1次冷却水浄化系出口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.71~6.68 で、それぞれ管理基準値 (5.0~7.5) の範囲であった。1次冷却水浄化系入口の導電率の測定結果は 0.19~0.95 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、浄化系出口の導電率は 0.07~0.11 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、それぞれ管理基準値 (5.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) の範囲であった。

(2) 2次冷却材

2次冷却水の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 7.99~8.91 で、管理基準値 (6.0~9.0) の範囲であった。防食剤を連続注入するとともに、2次冷却水の導電率による管理を、補給水 (原水) の水量を調整して、約 115~約 842 $\mu\text{S}/\text{cm}$ で濃縮倍数が 7 以上を超えないように管理することにより、2次冷却系の防食の最適化に努めた。また、スライム防止剤を間欠注入してスライムの発生を防止し、熱交換器の熱貫流率の低下を抑制した。

(3) 使用済燃料プール水 (SF プール水)

使用済燃料プール水浄化系入口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.19~6.01、使用済燃料プール水浄化系出口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.76~6.22 で、それぞれ管理基準値 (5.0~7.5) の範囲であった。

(4) ヘリウムガス

反射体重水のカバーガスのヘリウムガス濃度の測定結果は 96.14~98.18 vol%で、管理基準値 (90.0 vol%以上) の範囲であった。再結合器入口の重水素ガス濃度は 0.69~0.76 vol%で、管理基準値 (4.0 vol%以下) の範囲であった。

(5) 反射体重水

反射体重水の重水濃度の測定結果は 99.48~99.58 mol%であり、濃度低下は認められなかった。また、水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.46~6.23 で、管理基準値 (5.0~8.0) の範囲であった。導電率の測定結果は浄化系入口で 0.14~0.37 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、浄化系出口で 0.02~0.34 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、それぞれ管理基準値 (2.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) の範囲であった。

JRR-3で使用している重水には、国際規制物資として管理すべき重水が含まれていることから、全ての重水を国際規制物資に準じた計量管理方法で管理している。JRR-3で計量管理を行

っている重水には、重水系で使用している「装荷重水」、購入後使用していない「未使用重水」、JRR-3 又は他の研究炉で使用し、現在は重水保管タンク等に保管状態にある「回収重水」が存在する。重水の管理状況を表 2.1.5 から表 2.1.7 に示す。

1) 装荷重水

令和 3 年度末における JRR-3 の装荷重水量は 7,364.61 kg であった。令和 4 年度は、変動がなかったため、令和 4 年度末の装荷重水量は 7,364.61 kg であった。

2) 未使用重水

令和 3 年度末における JRR-3 の未使用重水量は 201.39 kg であった。令和 4 年度は、変動がなかったため、令和 4 年度末の未使用重水の在庫量は 201.39 kg であった。

3) 回収重水

令和 3 年度末における JRR-3 の回収重水量は 16,458.53 kg であった。令和 4 年度は、変動がなかったため、令和 4 年度末の回収重水量は 16,458.53 kg であった。

(6) 冷中性子源装置 (CNS) 系

冷中性子源装置 (CNS) のヘリウムガスの不純物分析を、原子炉運転前に行い、酸素濃度は最高濃度で 0.510 ppm、窒素濃度は最高濃度で 1.595 ppm で管理でき、管理基準値 (酸素ガス及び窒素ガスの合計 10 ppm) 以下であった。

(井口 晋太郎)

表 2.1.4 JRR-3 の水・ガス測定結果

系 統	項 目		管理基準値	測 定 結 果
1 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.37 ~ 6.35
		浄化系出口		5.71 ~ 6.68
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.19 ~ 0.95
		浄化系出口		0.07 ~ 0.11
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	3.26×10 ² ~ 8.87×10 ²	
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.19 ~ 6.01
		浄化系出口		5.76 ~ 6.22
ヘリウム ガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90.0 以上	96.14 ~ 98.18
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)		4.0 以下	0.69 ~ 0.76
反射体重水	重水濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.48 ~ 99.58
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ~ 8.0	5.46 ~ 6.23
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *1)		—	1.10×10 ⁸
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	2.0 以下	0.14 ~ 0.37
浄化系出口		0.02 ~ 0.34		
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	補給水	—	7.29 ~ 7.84
		2 次冷却水	6.0 ~ 9.0	7.99 ~ 8.91
	導電率 (μS/cm)	補給水	—	122.98 ~ 175.45
		2 次冷却水	原水の 7 倍以下	239.84 ~ 847.04

*1) 令和 4 年 12 月 21 日測定

表 2.1.5 JRR-3 の装荷重水量

令和 3 年度末 装荷重水量 (kg)	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	令和 4 年度末 装荷重水量 (kg)
7,364.61	0.00	0.00	0.00	7,364.61

表 2.1.6 JRR-3 の未使用重水量

令和 3 年度末 未使用重水量 (kg)	受入れ (kg)		払出し (kg)		令和 4 年度末 未使用重水量 (kg)
	購 入	計量調整	装 荷	計量調整	
201.39	0.00	0.00	0.00	0.00	201.39

表 2.1.7 JRR-3 の回収重水量

令和 3 年度末 回収重水量 (kg)	受入れ (kg)			払出し (kg)			令和 4 年度末 回収重水量 (kg)
	重水系	その他	小 計	移 動	その他	小 計	
16,458.53	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16,458.53

2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

使用済燃料貯蔵施設の運転・保守を行うとともに、定期事業者検査を実施した。

(1) 貯蔵設備の管理

1) 貯蔵設備及び取扱設備の管理

JRR-3原子炉建家、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設に設置されている使用済燃料移送装置、使用済燃料貯蔵ラック、使用済燃料貯槽水浄化系設備について、定期事業者検査及び自主点検を行い、機能及び性能を維持した。

2) 貯槽の水質管理

JRR-3使用済燃料貯槽No.1及びNo.2の水質は、年度を通じて維持管理基準値以内に管理し、適切な管理を行った。令和4年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を表2.1.8 に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (pH)、導電率、トリチウム濃度等に大きな変動はなかった。

3) 循環系設備の管理

使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 内に設置されている循環系設備機器類 (循環ブロー、空気作動弁、プロセス放射線モニタ等) に対して、自主点検を行い、機能及び性能を維持した。

(2) JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の定期自主検査

使用済燃料の対米輸送の準備として使用済燃料輸送容器の設計承認申請及び容器承認申請、米国ライセンス取得申請準備を行った。

また、核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書に基づき、JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器2基の定期自主検査 (外観検査、気密漏えい検査、吊上荷重検査、未臨界検査、伝熱検査、遮蔽検査) を実施し、当該輸送容器の健全性を確認した。

表2.1.8 JRR-3の使用済燃料貯槽の水質測定値

	維持管理値	貯槽No.1	貯槽No.2
水素イオン濃度指数 (pH)	5.0～7.5	5.4～5.7	5.4～5.7
導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10.0 以下	1.00～1.24	0.98～1.32
トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	2.31～2.86	1.89～2.37
温度 ($^{\circ}\text{C}$)	—	16.0～24.5	15.5～24.5

(中田 陸斗)

2.2 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 定期事業者検査

定期事業者検査期間中（令和4年12月26日から令和5年8月10日）に、原子炉施設として技術基準に適合していることを確認するため、定期事業者検査（保安記録確認）を受検した。保安記録確認では、JRR-3 利用施設利用計画の照射試料の投入反応度が制限値以内であることの確認を受けた。また、耐震 B クラス以上の機器について、自主点検記録及び巡視記録に基づく保安記録確認（外観検査）を受けた。核燃料物質使用施設の定期事業者検査としては、炉室詰替セル及び実験利用棟詰替セルの外観検査を受検した。

併せて、上記の期間において JRR-3 利用施設の自主点検を実施した。自主点検としては、水力照射設備、気送照射設備、実験利用棟詰替セル設備及び炉室詰替セル設備、均一照射設備、回転照射設備、垂直照射設備、放射化分析用照射設備、水平実験孔設備及び中性子ビーム実験装置について外観点検、絶縁抵抗点検、警報点検、漏えい点検、負圧確認点検、インターロック点検、作動点検を実施した。また、冷中性子源装置に係る自主点検としては、ヘリウム冷凍設備及び本体設備について外観点検、絶縁抵抗点検、警報点検、作動点検、耐圧点検及び漏えい点検を実施した。

(2) 保守・整備

1) JRR-3 利用設備の運転及び保守・整備

JRR-3 利用設備の運転は、原子炉の運転に合わせて 7 サイクル実施した。各サイクルにおいて水力照射設備、気送照射設備、垂直照射設備及び放射化分析用照射設備の運転及び照射を実施した。水力照射設備では、医療用 RI である ^{198}Au 、 ^{192}Ir 製造のための照射、中性子放射化法による ^{99}Mo 製造技術の確立のための試験照射等が行われ、垂直照射設備では、より高い比放射能の ^{99}Mo 製造技術の確立のための試験照射及び産業用 ^{192}Ir 製造のための照射試験を実施した。

定期事業者検査期間中の JRR-3 利用設備の保守・整備としては、JRR-3 液体窒素貯槽定期

自主検査及び既設の垂直照射設備温度制御盤及びガス供給設備の撤去を実施した。

2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（CNS）の運転は、原子炉の運転に合わせて7サイクル実施した。定期事業者検査期間中のCNSの保守・整備として、真空ポンプのオイル交換、低温ヘリウム配管の真空排気、冷却水ポンプ及びヘリウム圧縮機の試運転を実施し各機器が正常に作動することを確認した。

3) 中性子導管設備の運転及び保守・整備

中性子導管設備の運転は、原子炉の運転と合わせて7サイクル実施した。中性子導管設備の保守・整備としては、定期的に中性子導管真空装置の運転を実施し、真空装置が正常に作動することを確認した。

(山口 淳史、市村 俊幸)

2.3 NSRRの運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

令和4年度NSRR原子炉施設年間運転計画に基づき第2回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を実施し、安全研究センター燃料安全研究グループの実験計画に基づくパルス運転を2回実施した。なお、令和4年度に原子炉の計画外停止は発生していない。令和4年度の運転実績を表2.3.1に示す。

(2) 水の管理

NSRRでは、プール水精製系設備を月に1回の頻度で原子炉プールラインから燃料貯留プールラインに切り替えて運転し、原子炉プール及び燃料貯留プールの水質を管理している。管理項目の測定結果を表2.3.2に示す。これらの測定結果に異常は見られず、水の管理は適切であった。

1) 原子炉プール

原子炉プール水について、pHの測定結果は6.02～6.44であり、管理目標値（5.5～7.0）の範囲であった。導電率の測定結果は0.14～0.28 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（0.5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。また、脱塩塔出口導電率の測定結果は0.06～0.07 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。

2) 燃料貯留プール

燃料貯留プール水について、pHの測定結果は5.82～6.52であり、管理目標値（5.5～7.5）の範囲であった。また、導電率の測定結果は0.26～0.49 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。

(安掛 寿紀)

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

令和4年度 NSRR 原子炉施設年間運転計画に基づき、令和4年1月4日から令和4年8月19日の期間で第2回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を実施した。また、第3回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を令和5年2月1日に開始した。

上記以外の主な保守・整備としては、特定化学設備等の定期自主検査、原子炉プールライニングの調査、専用系無線機システムの更新を実施した。

(2) 令和4年度に実施した主な保守・整備

1) 特定化学設備等の定期自主検査

NSRR には、特定化学設備として排液中和装置及び純水製造装置が設置されている。令和4年度の定期自主検査においては、排液中和装置を対象に外観検査、漏えい検査、絶縁抵抗検査、警報検査及びインターロック検査、作動検査を実施した。また自主点検として、苛性ソーダラインを対象に外観検査及び弁の開放点検を実施した。本定期自主検査及び自主点検の結果、設備の性能が維持されていることを確認した。

2) 原子炉プールライニングの調査

長期施設管理方針「NSRR 原子炉施設保全計画（2019年度～2028年度）」に基づく作業として、原子炉プールライニングの調査作業を実施した。原子炉プールライニングの継続的な測定対象箇所の肉厚測定を実施した結果、大きな数値の変化は見られず、健全性が維持されていることを確認した。今後も継続して測定を実施し、データの蓄積を行っていく。

3) 専用系無線機システムの更新

NSRR の保安活動において使用している専用系無線機システムは、設置から約20年が経過していることに加え、平成17年に改正された無線設備のスプリアス発射の強度の許容値に係る技術基準等の関係省令及び関係告示の経過措置期限が迫っている状態であった。そのため、施設の高経年化対策及び法令改正への対応として、新規格適合品への更新を実施した。

(安掛 寿紀)

2.3.3 燃料・炉心管理

(1) NSRR の燃料製作

本年度は、新燃料の製作を行わなかった。

(2) NSRR の燃料の交換

本年度は、燃料交換を実施しなかった。

(3) NSRR の燃料貯蔵量及び計量管理

NSRR 炉心燃料について、原子炉プール内ラック及び燃料貯留プールで貯蔵中の使用済燃料要素の在庫変動はなかった。また、令和4年10月に実在庫検査（棚卸し）を行い、核物質管理

センターの実在庫検認を受けた。

(鈴木 紗智子)

2.3.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施した主な放射線作業は、炉心燃料の燃料検査等であった。これらの作業において作業者の有意な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上、特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

NSRR から放出された気体状放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度を表 2.3.3 に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $1.9 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ であり、放出管理目標値 ($4.4 \times 10^{13} \text{ Bq/y}$) を下回る値であった。また、放射性廃液中の ^{60}Co の年間放出量については $1.5 \times 10^5 \text{ Bq/y}$ であり、放射線管理上、特に問題はなかった。

(3) 実効線量

NSRR における放射線業務従事者の実効線量を表 2.3.4 に示す。個人線量計による従事者の実効線量の平均値は 0 mSv であり、放射線管理上、特に問題はなかった。

(鈴木 紗智子)

表 2.3.1 NSRR 運転実績表

実 験	運 転 日 (月/日)	運 転 時 間 (時間:分)	出 力 量 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考
オスカーシャム燃料実験 (燃料破損に関する規制高度化研究事業) (OS-3 (FGD-1))	12/15	2:12	30.4	0	単一パルス
HERA-高燃焼度模擬試験 (HERA-PreH-1)	12/23	2:00	17.1	0	単一パルス

表 2.3.2 NSRR プール水測定結果

項目	管理目標値	測定結果
原子炉プール水pH	5.5 ~ 7.0	6.02~6.44
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.14~0.28
脱塩塔出口導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	プール水導電率より低いこと	0.06~0.07
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	5.82~6.52
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.26~0.49

表 2.3.3 NSRR における気体状放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

	放射性ガス (原子炉棟)	放射性塵埃			放射性廃液
	^{41}Ar	原子炉棟		燃料棟	^{60}Co
		^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	
年間放出量 (Bq/y)	1.9×10^9	0	0	0	1.5×10^5
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<3.6 \times 10^{-3}$	$<7.6 \times 10^{-10}$	$<9.4 \times 10^{-9}$	$<6.9 \times 10^{-10}$	2.5×10^{-3}

表 2.3.4 NSRR における放射線業務従事者の実効線量

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射線業務 従事者数 (人)	60	36	39	67	98
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：OSL バッジ)

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

2.3.5 実験設備等の保守・整備

(1) 定期事業者検査

核燃料物質使用施設等の第2回定期事業者検査に係る自主検査等を令和4年1月4日から令和4年7月5日の期間で実施し、カプセル装荷装置、フード、セミホットケープ・セル、貯留タンク等の各機器について検査を行い異常のないことを確認した。また、第3回定期事業者検査に係る自主検査等を令和5年2月1日から開始した。

(2) 保守・整備

1) セミホットセル、セミホットケープの除染作業

照射済燃料実験のカプセル組立及び解体作業の回数を重ねることによりセミホットセル及びセミホットケープ内部の放射能汚染レベルが高くなるため、内部の除染作業を行った。作業により、バックグラウンドのレベルまで除染することができた。除染後の汚染はスミヤ法により確認した。

(村松 靖之)

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

令和4年度のタンデム加速器の実験利用運転期間（マシンタイム）は、第1回を令和4年4月1日から令和4年7月7日、第2回を令和4年10月24日から令和5年3月31日で行った。令和4年度（令和4年4月1日～令和5年3月31日）のタンデム加速器の運転・保守状況を図2.4.1に示す。

(2) タンデム加速器の運転

令和4年度における利用運転中のタンデム加速器の加速電圧ごとの利用日数を図2.4.2に示す。1日で複数の加速電圧を利用している場合は、最大の加速電圧で集計した。

マシンタイム中に実験及び加速器開発のために利用した加速イオン種を図2.4.3に示す。イオンの供給は負イオン源が全体の48%、ターミナル ECR イオン源（TIS）が52%であった。

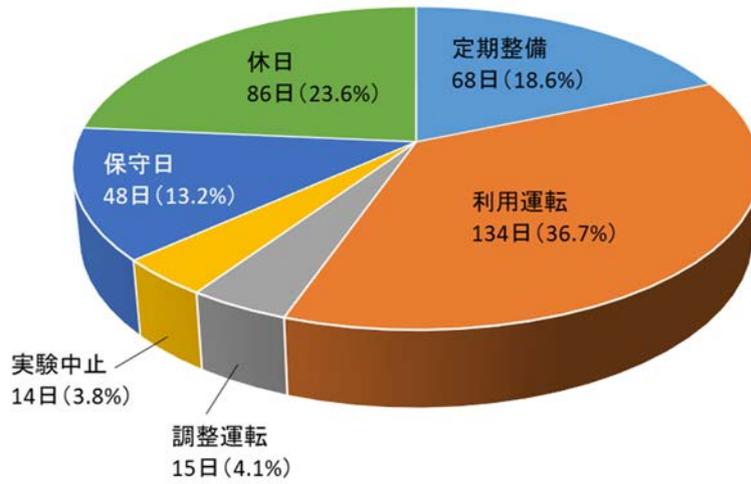


図 2.4.1 令和 4 年度タンデム加速器の運転・保守状況
 () 内の数字は、年間の日数割合を示す。

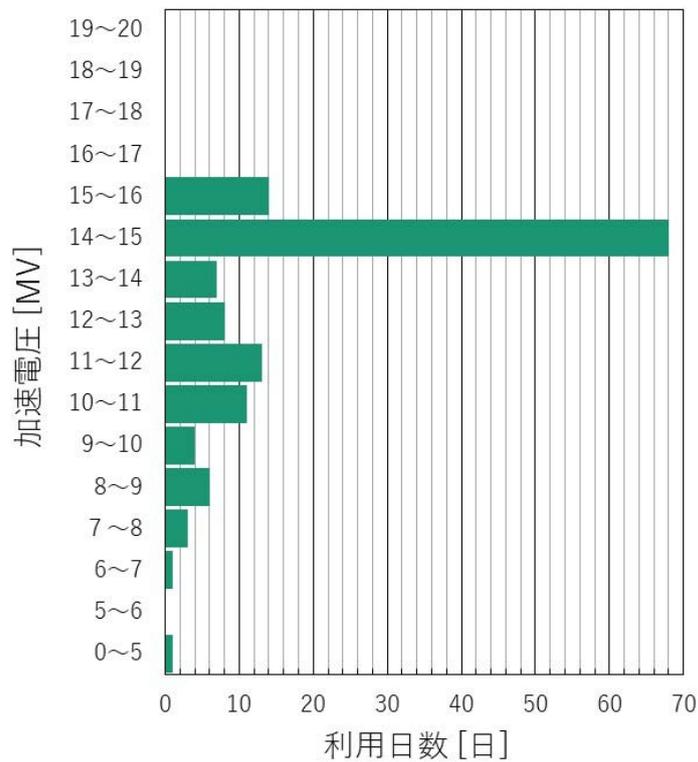


図 2.4.2 令和 4 年度タンデム加速器の加速電圧ごとの運転日数

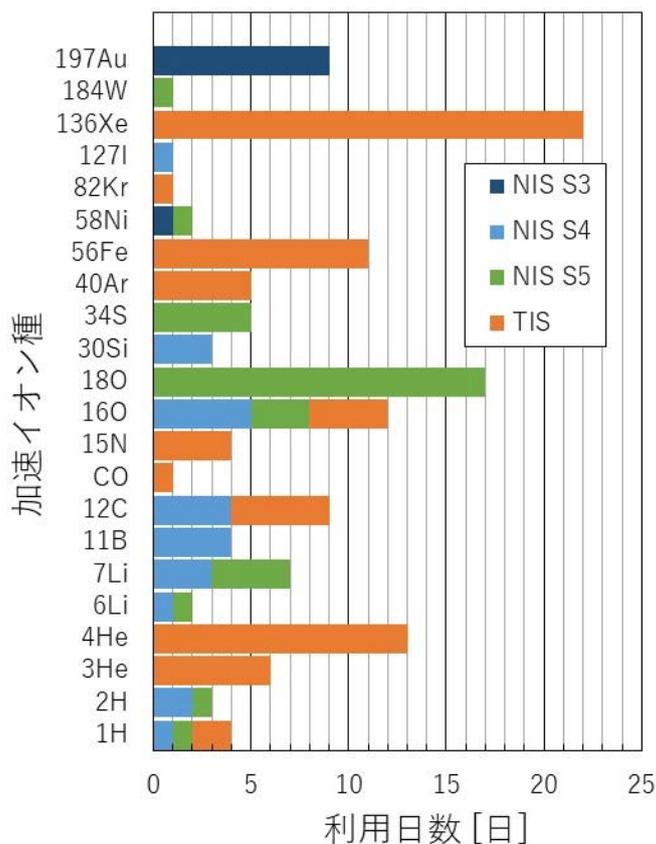


図 2.4.3 令和 4 年度の加速イオン種別の利用日数

(乙川 義憲)

2.4.2 保守・整備

(1) 定期整備

令和 4 年度に行った定期整備は 1 回、タンク開放を伴う故障整備は 1 回であった。

定期整備は、令和 4 年 7 月 13、14 日にガス回収作業を行い、10 月 14 日にガス充填作業を行った。定期整備では、主に以下の項目について実施した。

- ① ローテーションシャフト交換・マウント交換・回転テスト
- ② チャージングチェーンの隙間・ねじれ測定、回転テスト及び整備
- ③ GVM の分解整備、コロナプローブの点検及び作動テスト
- ④ 高電圧端子内イオン源のソースガスボトル整備
- ⑤ 高電圧端子内イオンポンプの分解・素子交換
- ⑥ ショーティングロッド接点及び挿入部の整備
- ⑦ 分割抵抗の点検及び抵抗値測定
- ⑧ 高電圧端子内赤外線通信機器の修理
- ⑨ 高圧ガス製造施設の定期自主検査及び保安検査

- ⑩ ベーパライザーの定期自主検査及び性能検査
- ⑪ タンク内ゴンドラの整備及び性能検査

高電圧端子内イオンポンプ (IPTL-2) に絶縁不良が発生し、イオンポンプ素子の経年劣化が疑われたため、素子交換を行い復旧した。取外しに準備を含めて 3 日、分解・清掃・素子交換・組立に 5 日、ベーキング・組立・取付に 5 日を要した。

交換推奨時期を超過したチャージングチェーンの健全性を継続して診断するために、チェーンのペレット間の隙間距離 (テフロンスリーブの摩耗による伸び) を測定した。2 本のチェーンの計 1,654 箇所の間隙測定を 2 日掛けて実施した。平均値 5.5 mm に対して有意な隙間のある箇所は測定されず、正常と判断した。

高電圧端子内機器と加速器タンク外の間での制御系に通信不良が発生した。調査の結果、通信に用いる赤外線信号が劣化していることが判明し、赤外線通信機器 (送信部とレンズ) を更新して通信不良を解消した。

令和 4 年 8 月 15 日から SF₆ 高圧ガス製造施設の定期自主検査を行い、令和 4 年 10 月 5 日に保安検査を受検し指摘事項はなかった。

ベーパライザーの性能検査を令和 4 年 8 月 26 日に受検し指摘事項はなかった。

ゴンドラの性能検査を令和 4 年 9 月 28 日に受検し指摘事項はなかった。

(2) 故障と修理、その他の整備

令和 4 年 12 月に TIS のターボ分子ポンプが正常に動作しなくなったため、加速器タンクを開放して整備を行った。故障の原因は、ポンプ制御回路の電源供給ラインにある機械式のハーメチックリレーの接点不良であった。故障したリレーは 1 極当たり 10 A の大容量のリレーであり、約 0.5 MPa に加圧された SF₆ ガス中で使用できる同等品が直ぐには手に入らなかった。そのため、タンク内で使用実績のある機械式ハーメチックリレー (オムロン製、MY4ZH、1 極当たり 3 A) を 4 極並列接続して、電源供給ライン 1 相にリレーを 1 個、計 3 個を使用して電源供給部を復旧し、ターボ分子ポンプの動作は正常になった。

令和 5 年 3 月に加速器入口の入射電磁石コイル (ホローコンダクタ) にピンホールが発生し、コイル内の冷却水が付近に漏水した。コイル表面をクリーニングしピンホール部をエポキシパテで補修した後に動作テストを行い、使用を再開した。

令和 3 年 10 月及び令和 4 年 3 月に故障した加速器タンクの直下に設置してある加速管用ターボ分子ポンプ用のダイヤフラムポンプ 2 台について、応急的にスクロールポンプ等を用いて真空引きしていたが、令和 4 年 10 月に故障したダイヤフラムポンプを更新し復旧した。

(3) 施設管理

令和 4 年度のタンデム加速器建家における主な事項を次に示す。

- ・火災感知器の一部更新 (6 月)
- ・建家冷却塔ファン軸の一部更新 (6 月)
- ・照射室遮蔽扉側外壁の補修 (7 月、8 月)

- ・地下 2 階 軽イオンターゲット室入口床の補修（9 月）
- ・冷却水ポンプ整備（10 月）
- ・建家蒸気配管のピンホール修理（10 月）
- ・酸素濃度警報盤ディスプレイ基盤の一部交換（11 月）
- ・第 2 照射室遮蔽扉の補修（12 月）
- ・建家連結送水管の一部更新（1 月）
- ・RI 定期検査、定期確認を受検、指摘事項なし（2 月）

(4) 許認可

令和 4 年度は放射性同位元素等の規制に関する法律及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に係る変更許可申請はなかった。

(中村 暢彦)

2.4.3 高圧ガス製造施設

(1) タンデム加速器高圧ガス製造施設

本施設はタンデム加速器の絶縁ガスとして使用している SF₆ ガスを液化回収して貯蔵するために使用されている。本施設は第一種製造者として高圧ガス保安法の適用を受けるため、年 1 回の定期自主検査の実施と保安検査の受検が義務付けられている。令和 4 年度は定期自主検査、保安検査及び施設の運転保守のための各種整備作業を以下のように実施した。

1) 令和 4 年 8 月～10 月

定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚測定、貯槽の不同沈下率測定、温度計比較検査、圧力計比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチ作動試験）を実施した。令和 4 年度の開放検査の対象機器は、1st インタークーラー（コンプレッサーNo.1、No.2）、2nd インタークーラー（コンプレッサーNo.1、No.2）、ディタンク、配管及びフレキシブルチューブであった。

保安検査は令和 4 年 10 月 5 日に行われ、令和 4 年 10 月 31 日に保安検査証が交付された。

2) 令和 4 年 8 月

第一種圧力容器（ベーパラライザー）の定期自主検査を実施した。性能検査は令和 4 年 8 月 26 日に実施され合格した。

(沓掛 健一)

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

令和 4 年度に実施された主な放射線作業は令和 4 年 7 月から 10 月に行われた加速器定期整備である。これらの作業での異常な被ばく及び汚染の発生はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

タンデム加速器建家から放出された放射性物質の年間平均濃度及び放出量を表 2.4.1 に示す。放射性廃液の総排出量は 29 m³であった。廃液中の ⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np の平均濃度は例年とほぼ同じであった。また上記以外の核種の検出はなかった。放出された放射性塵埃の量はいずれも検出限度未満であった。

(3) 実効線量

タンデム加速器における放射線業務従事者の実効線量を表 2.4.2 に示す。

表 2.4.1 タンデム加速器における放射性塵埃及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

核種	放射性廃液				放射性塵埃	
	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	²³⁷ Np	その他	⁶⁰ Co	²³⁷ Np
年間放出量 (Bq/y)	7.0×10 ⁴	7.0×10 ⁴	6.2×10 ³	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.4×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³	2.1×10 ⁻⁴	0	<1.1×10 ⁻¹⁰	<5.6×10 ⁻¹¹

表 2.4.2 タンデム加速器における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務 従事者数 (人)	118	124	123	128	154
総線量 (人・mSv)	0.3	0.0	0.0	0.0	0.3
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.3	0.0	0.0	0.0	0.3

(個人線量計： OSL バッジ)

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1 人として算出

(遊津 拓洋)

2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理

2.5.1 施設の管理

令和 4 年度は JRR-3 の供用運転再開をうけ、施設活動の安定化及び業務効率化を図るため、倉庫内整理整頓の実施、経年劣化により動作不調であったラジオアイソトープ製造棟 309(B) 号室の排水設備の回復及び床面等の補修整備を実施した。

2.5.2 RI の製造及び開発の管理

ラジオアイソトープ製造棟における主な作業は、定常的な医療用 RI の製造及び開発である。JRR-3 で照射し生成した RI のほか、海外の研究炉で照射し生成した RI をラジオアイソトープ製造棟に搬入し試験検査した後、医療用 RI・工業用 RI として国内に頒布している。令和4年度は医療用 RI として ^{198}Au (AGS) (1.1 GBq/個) を 1,134 個 (うち 695 個は JRR-3 照射により生成) 及び ^{192}Ir (IHS-1 (740 MBq/個)、ISS-1 (370 MBq/個)) を 48 個 (全て JRR-3 照射により生成) 製造し、392 個の ^{192}Ir (370 GBq/個) の検査及び頒布を実施した。また、RI 製造技術開発の一環として JRR-3 で照射した試料である MoO_3 及び Lu_2O_3 の照射後試験を行った。

2.5.3 放射線管理

ラジオアイソトープ製造棟では、令和4年度における放射線管理上の問題は特になかった。令和4年度の排気中の気体状放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量を表2.5.1及び表2.5.2に、放射性廃液の年間放出量を表2.5.3に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を表2.5.4に示す。

表 2.5.1 ラジオアイソトープ製造棟における排気中の気体状放射性物質年間平均濃度（放射性塵埃）と年間放出量

放射 性 塵 埃							
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口		600 エリア排気口	
⁶⁰ Co		⁶⁰ Co		⁶⁰ Co		⁶⁰ Co	
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)						
<4.1×10 ⁻¹⁰	0						

表 2.5.2 ラジオアイソトープ製造棟における排気中の気体状放射性物質年間平均濃度（放射性ガス）と年間放出量

放射 性 ガ ス							
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口		600 エリア排気口	
³ H		³ H		³ H		³ H	
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)						
<1.7×10 ⁻⁴	0						

表 2.5.3 ラジオアイソトープ製造棟における放出放射性廃液の年間放出量

年度	放射性廃液		
	放出量 (Bq)		
	³ H	⁶⁰ Co	²¹⁰ Po
R4	—	—	—

「 — 」: 不検出

表 2.5.4 ラジオアイソトープ製造棟における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年間
放射線業務 従事者数* (人)	49	99	85	61	169
総線量 (人・mSv)	0.2	0.1	0.1	0.1	0.5
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.2	0.1	0.1	0.1	0.3

(個人線量計: OSL バッジ)

*: 各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

(千葉 悠介)

2.6 トリチウムプロセス研究棟の管理

2.6.1 施設の管理

トリチウムプロセス研究棟 (TPL) における業務は、平成 28 年 4 月に締結された原子力機構と国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構 (QST) との連携協力に係る包括協定及び TPL の利用等に関する協力についての覚書に基づき実施している。

令和 4 年度の TPL 管理技術課の主な業務は、TPL 内装設備の運転・保守管理、QST の実施する研究開発試験のためのトリチウム分取・供給及び QST 試験終了に伴う装置等の解体撤去に向けた準備並びにトリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化処理技術開発である。

(1) 内装設備の運転・保守管理

TPL 内装設備は、3 重の閉じ込め系ごとに設置しているトリチウム除去設備 (排出ガス処理設備 (ERS)、不活性ガス精製設備 (GPS)、空気浄化設備 (ACS)) を中核とした 12 の設備から構成されており、これら設備の昼夜連続運転を実施した。令和 4 年度は QST の実施する ITER トリチウム除去系統統合システム性能試験に伴う排ガスについて、ACS によるガス処理運転を実施した。ACS 乾燥塔は、モレキュラーシーブ乾燥塔再生設備 (DRS) による再生運転を 10 回 (ACS 大流量用 2 回、ACS 小流量用 8 回) 実施し、トリチウム水を回収した。また、TPL 内装設備の高経年化対策として、中央制御設備及び放射線管理設備のために設置している無停電電

源装置の更新作業を実施した。

施設管理として、法令及び所内規定に基づく定期自主検査及び定期検査を計画的に実施し、技術上の基準に適合していることを確認した。

放射性同位元素の使用施設として、放射性同位元素等の規制に関する法律に基づく定期検査・定期確認について令和 5 年 2 月 9 日に受検し、合格・適合と認められた。

また、一般高圧ガス製造施設である液化窒素貯槽及び深冷蒸留実験装置は、危害予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確保した。深冷蒸留実験装置は実験が終了し休止措置としていたが、撤去のための軽微変更届出書申請を行い、令和 5 年 3 月 2 日に受理された。

(2) 試験用トリチウムの分取・供給

令和 4 年 1 月より令和 4 年 9 月までの期間、QST の整備した ITER トリチウム除去系統合システム性能確証試験が実施された。試験に使用するトリチウムガス(1 容器当たり約 2~550 GBq) はトリチウム貯蔵設備 (TSS) にて分取し、実験スタンドであるケイソン (ステンレス板内張りのグローブボックス) への計画的な導入を 16 回 (合計約 2.8 TBq) 実施した。

また、TPL におけるトリチウムの計量管理及び TSS 校正作業を実施し、我が国及びトリチウム供給国であるカナダ政府への計量管理報告を行った。

(3) 試験終了に伴う装置等の解体撤去に向けた準備

令和 4 年 9 月に QST による試験が終了したことに伴い、使用の場所である 021 号室 (実験室 III) のフード 4 基を撤去するため、放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請について、被ばく等評価等を行い、所内手続きを経て、令和 4 年 9 月 27 日に変更許可申請を行った。

(4) トリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化处理技術開発

令和 4 年度は、ウランベッドに残留するトリチウム除去のために設置したウランベッド中微量トリチウム計量・排気装置 (TRU) の調整作業を実施した。

(山田 正行)

2.6.2 放射線管理

トリチウムプロセス研究棟では、令和 4 年度における放射線管理上の問題は特になかった。令和 4 年度の排気中の気体状放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量を表 2.6.1 に、放射性廃液の年間放出量及び年間廃液量を表 2.6.2 に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を表 2.6.3 に示す。

表 2.6.1 トリチウムプロセス研究棟における排気中の
気体状放射性物質の年間平均濃度（放射性ガス）と年間放出量

放射 性 ガ ス				
スタック				
³ H (HT)		³ H (HTO)		³ H (HT+HTO)
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq)
0	0	3.2×10 ⁻⁵	4.4×10 ⁹	4.4×10 ⁹

表 2.6.2 トリチウムプロセス研究棟における放出放射性廃液の年間放出量と年間廃液量

放射性廃液	
年間放出量(Bq)	年間廃液量
³ H	(m ³)
2.3×10 ⁹	193

表 2.6.3 トリチウムプロセス研究棟における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年間
放射線業務 従事者数* (人)	21	23	38	26	44
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：OSL バッジ)

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

(倉田 理江)

2.7 その他の施設の管理

2.7.1 JRR-1 の管理

JRR-1 の管理としては JRR-1 残存施設である地階の実験室並びに JRR-1 展示室内にある JRR-1 旧炉体及び地階のサブパイル室の点検及び保守を行っている。実験室は非密封の放射性同位元素使用施設及び政令 41 条非該当の核燃料使用施設で、JRR-1 旧炉体及びサブパイル室は政令 41 条非該当の核燃料使用施設である。現在、JRR-1 は放射性同位元素使用施設及び核燃料使用施設ともに放射性物質の保有はなく、令和 4 年度の使用もなかった。また、JRR-1 は平成 29 年 4 月 1 日に策定された施設中長期計画において廃止施設の対象となったが、令和 4 年度は廃止に向け

た作業の進捗はなかった。

(山口 淳史)

2.7.2 FEL 研究棟の管理

FEL 研究棟は、加速器管理課の他に、先端基礎研究センター2 グループ、原子力基礎工学研究センター1 グループ、QST に利用された。また、QST の利用は令和 4 年 12 月をもって終了した。

FEL 研究棟は密封された放射性同位元素の使用施設であり、半導体検出器の校正線源 ^{137}Cs 、7.4 MBq を貯蔵箱で貯蔵している。令和 4 年度における放射性同位元素の使用はなかった。

平成 29 年度に行った建家の耐震診断の結果、構造耐震指標の最小値は 0.10 であったため、地震対応マニュアル（原子力科学研究所 FEL 研究棟）により、立入禁止エリア、地震時立入禁止建家を設定し、教育訓練を行い地震時における居住者の安全確保を図っている。

その他、令和 4 年度の FEL 研究棟における主な事項を次に示す。

- ・ 建家受変電設備定期点検に伴う機器の停止及び復電作業（6 月）
- ・ 所内一斉停電に伴う機器の停止及び復電作業（7 月）
- ・ QST の利用終了に伴う物品搬出（10 月～12 月）
- ・ RI 定期検査、定期確認を受検、指摘事項なし（2 月）

(中村 暢彦)

2.8 主な技術的事項

2.8.1 JRR-3 のキャプセル照射のための温度制御装置の自動化

(1) 背景

近年、原子炉の高経年化が課題となっており、原子炉構造材料の照射脆化の研究に注目が集まっている。材料の脆化速度は中性子のエネルギー、強度、照射温度等の様々な条件によって左右されるため、実用環境を模擬する高度な照射技術が求められている。かつて国内には材料照射を行える研究炉が複数存在していたが、現在では JRR-3 が日本国内で材料照射を行える唯一の研究炉となっている。

JRR-3 照射設備の中で高強度の中性子照射が行える設備が、炉心領域に照射孔を持つ垂直照射設備である。燃料領域の 4 つの RG 孔、反射体領域の 4 つの BR 孔に挿入するキャプセルには、照射温度をコントロールするための温度制御装置を取り付けることが可能である。しかしながら、従来の温度制御装置は JRR-3 を改造したときに設計・製作をした約 30 年前のものであり、ユーザの期待する精度の温度制御が困難であった。そこで、材料照射に特化した原子炉であった JMTR により設計・製作された温度制御装置の一部を移設することで、温度制御装置の高機能化を図った。

(2) 制御方式

原子炉内のキャプセルは中性子照射により γ 発熱を起こすので、この発熱を利用することで照射温度を制御する。具体的には、断熱層のガスを操作することで熱伝導率を制御し放熱量をコントロールするガス制御と、キャプセル内に挿入する電熱線を加熱することで発熱量を補うヒータ制御で行われている。従来の温度制御装置では、ヘリウムガスと窒素ガスとの比を可変する混合ガス制御とヒータ制御をそれぞれ手動により操作していた。新しい温度制御装置では、ガス制御を混合ガス制御からヘリウムガスの真空度を可変する方法に変更する。真空度の制御では混合ガス制御で必要となるガス置換を行う必要がないため、応答特性が向上する。また、キャプセル内の温度から最適な真空度及びヒータ出力を計算し、自動制御ができるようになる。

原子炉の出力は核出力と熱出力の 2 つの考え方があり、キャプセルの温度は熱出力の変動の影響を受けてから制御することになる。熱出力は核出力に追従して変化するため、核出力の変動から熱出力の変動を予測できれば、キャプセルの温度変化を熱出力の変動に先行して行うことが可能であると考えられる。新しい温度制御装置ではこの原子炉出力先行制御を実証し、また原子炉起動前から停止後まで一定の照射温度を保つ高精度の温度制御が期待される。

(3) 性能確認

新しい温度制御装置の性能を確認するため、コールドテストを実施した。試験体系は図 2.8.1 のとおりである。性能確認に使用したキャプセルは 2 重管構造となっており、内筒に γ 発熱を模擬するためのヒータが挿入されている。外筒の外側は冷却水が循環している。外筒と内筒の間はガス層であり、温度制御装置により真空度を操作する。また、温度制御用のヒータも組み込まれている。

性能確認では、ガス制御とヒータ制御によってキャプセルの温度を上昇させる能力、 γ 発熱に対応してキャプセルの温度を一定に維持する能力、目標温度に合わせてヒータ出力をフィードバック制御する能力を確認した。これらの結果から、原子炉出力の変動に対して十分な温度制御が可能であると考えている。

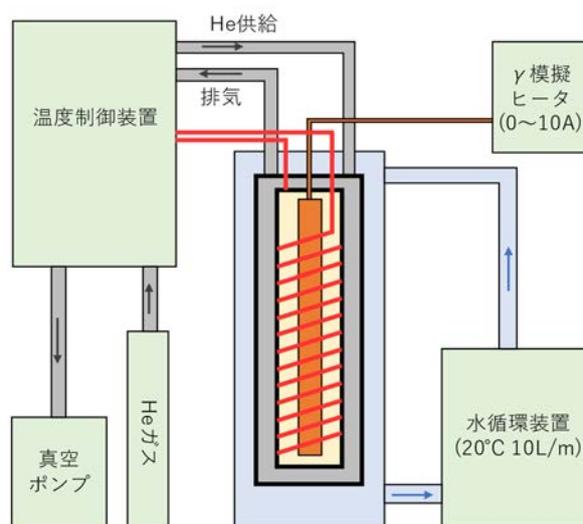


図 2.8.1 試験体系

(4) 整備

令和 4 年度の実績として、炉頂に設置されていた従来の温度制御装置の撤去と JMTR から新しい温度制御装置の移設を行った（図 2.8.2）。従来装置の撤去については、汚染が予想される配管内を中心に汚染検査を実施し、適切に解体・処分した。温度制御装置とキャプセルを繋ぐ配管について、この配管が炉壁を貫通していることから、炉プールへの落下に細心の注意を払い更新

を行った。温度制御装置へ繋がっていた電源盤について配線を整理し、温度制御装置近傍に新たに分電盤を設置することで実験装置への電力供給を行いやすくした。温度制御装置を監視するための PC 及びサーバは炉室 1 階に設置され、温度制御装置、サーバ、制御システム (CENTUM) を繋ぐ光ケーブルを敷設した。

今後は温度制御の自動化のために周辺設備の更新を行う予定である。具体的には、ガス圧力調整盤及び保護管圧力監視盤、真空ポンプ制御盤の製作、原子炉信号を温度制御装置に取り込むための改造である。令和 5 年度中に整備を終え、令和 6 年度にスターターキャプセルの照射を行う計画である。

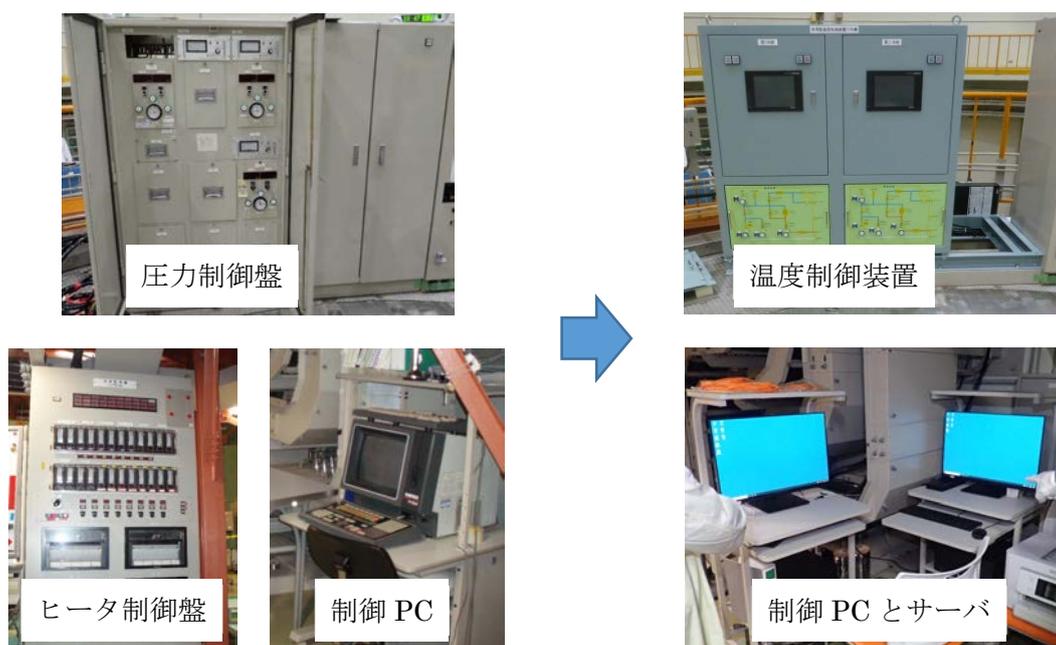


図 2.8.2 温度制御装置の更新前 (左) と更新後 (右)

(牛島 寛章)

2.8.2 JRR-3 冷中性子源装置 減速材容器高度化のための概念設計

(1) 序論

研究用原子炉 JRR-3 の冷中性子源装置 (Cold Neutron Source: CNS) は、原子炉内で発生した熱中性子を減速材容器内に貯留した温度約 20 K の液体水素により減速し、波長約 4 Å のエネルギーの低い冷中性子に変換する装置である。現在、既存の CNS よりも冷中性子束を増加させるため、減速材容器の材料 (ステンレス) の放射線損傷による交換時期に合わせて、減速材容器を高度化することが検討されている。減速材容器の高度化は、材料を中性子吸収断面積の小さいアルミニウム合金に変更し、また、形状を最適化することで実現させることができる。この方法では、減速材容器以外の主要な設備を変更せずに、冷中性子束を増加させるとともに減速材容器の長寿命化が図れる。

(2) 環状型容器概念設計

減速材容器の高度化は以前にも検討されており、船底型容器^[1]の設計及び試験が行われたが、容器強度と局所的に発生するボイド率の観点で問題が発生し、最終的に船底型容器が運用されることはなかった。これらの問題を解決し、かつ、安定した閉ループサーモサイフォン流動を成立させるために、世界的にも開発が進んでいる環状の二種類の形状として、下部開放型容器及び上部開放型容器を新設計減速材容器の候補として考えた。環状であることから構造強度に優れ、また、液体水素による減速領域が広範なため冷中性子強度にも期待でき、最適な形状と思われた。水素流動現象においては、閉ループサーモサイフォン流動の成立性を確認するため、京都大学原子炉実験所の河合氏らが実施した熱力学的評価^[2]を参考に、CNS の自己平衡性について評価した。その結果、新型減速材容器を用いた CNS は想定される熱負荷変動に対して十分な自己平衡性を有するため、外乱等が発生したとしても安定した閉ループサーモサイフォンによる循環が行われる。また、その外乱等により熱負荷が変動しても系の熱輸送限界までには裕度があり、ドライアウト(減速材容器内の液体水素が完全に蒸発する)現象が発生することはない。以上から、減速材容器内に一定量の液体水素を常に保持することができ、冷中性子の安定供給が期待できた。

(3) 新型減速材容器の概念設計

環状型容器はあらゆる点で最適形状と思われたが、閉ループサーモサイフォン流動の安定制御の観点から実規模での模擬試験が必要であること、既存設備の制約の観点から液体水素充填量に不足が生じるおそれがあることから、形状を変更することとした。安定制御を簡単にするため、既存水筒型容器や船底型容器と同様のループ体系にすることとし、また、系全体に充填できる液量を計算して減速材容器の容積を 1 L 以下とすることとした。この制限の中で MCNP5 により形状を最適化し、図 2.8.3 に示す新型減速材容器を考案した。更にその形状に対して構造及び流動解析を実施し、核特性上の最適形状についてそれぞれの観点で評価を行った。各解析の詳細は次項に記載する。

(4) 核特性解析

解析を行う上での設計条件は、原子炉本体、安全設備、冷凍設備の変更を要さず、減速材容器の材質及び形状のみの変更で、容器の上限を 1 L とすることであり、この条件の範囲で船底型容器以上の冷中性子強度を有する核特性上最適な減速材容器形状を検討した。計算は MCNP5 を使用し、断面積は endf/b-vii.0 を使用した。線源は Watt fission spectrum とし、均質化した炉心部に空間的な強度分布を設定し、液体水素のオルソ・パラ比は、オルソ 65 %、パラ 35 %^[3]とした。また、減速材容器から約 1.6 m 離れた中性子導管手前の中性子スペクトルを計算し、冷中性子源強度を比較した。

新型減速材容器の形状は船底容器型をベースとし、散乱による熱中性子を集めるために、船底容器を円周方向に拡張したモデルを採用した。計算結果より、冷中性子強度が最も高くなる容器形状の条件は、ギャップ幅 8 mm、水素厚 30 mm、アルミ厚 1.5 mm (不連続部の補強として上部及び下部の液体水素領域のアルミ厚は 4 mm まで) であり、減速材容器の体積は 0.94 L とな

った。この条件での冷中性子強度は、既存の水筒型容器に対して 1.6 倍増強される結果となった。

本評価結果は、令和 5 年度に実施される基本設計での構造解析及び水素流動解析に適用され、適宜、それらの結果を核計算にフィードバックして実用面に即した減速材容器の最適形状を決定していく予定である。

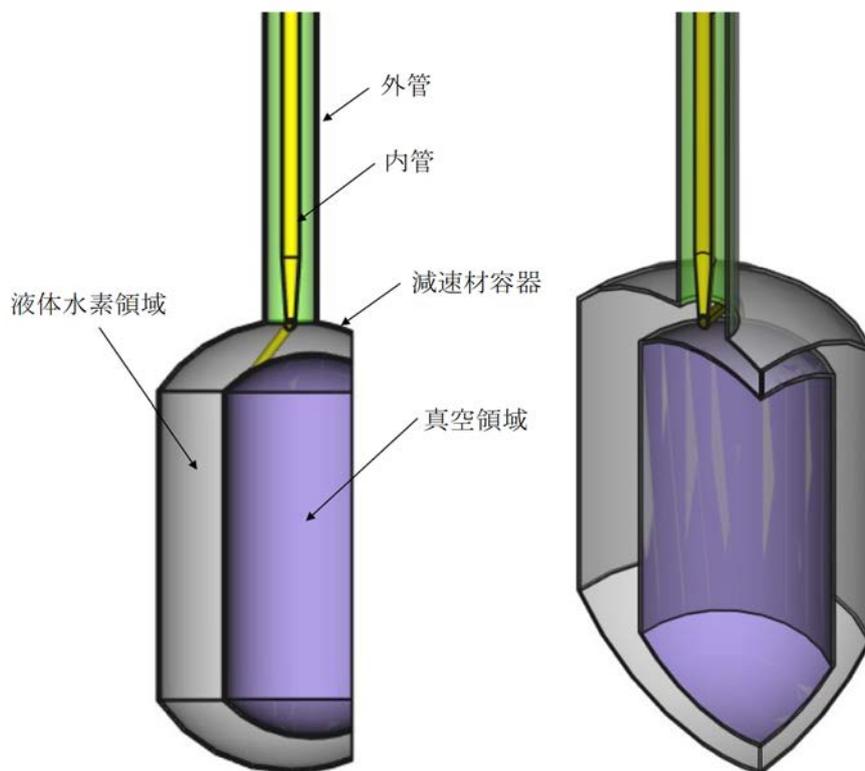


図 2.8.3 核特性上の最適形状 (1/2 モデル)

(5) 構造解析

核特性上の最適形状について、ANSYS Mechanical の解析コードを用いて構造解析を実施した。その結果、構造の不連続部に局所的な塑性変形が生じることから補強案を検討した。設計条件としては、最高使用圧力 0.45 MPa (内圧) において A6061-T6 材の規定最小耐力 245 MPa^[4] を降伏点として十分な裕度を確保する必要がある。そのための補強案①～③を提案し、最も良い方法を検討した。①容器肉厚を 1.5 mm から 2.0 mm に変更し耐圧強度の増加を図る。②サポート形状として容器外周部をアルミニウムで覆い発生応力の低減を図る。③局所的な応力が発生している形状部の寸法変更を行い局所応力の低減を図る。

評価結果としては、補強案①、②では、どちらも発生応力は低減されるものの 1 次+2 次応力で塑性変形が生じるほか、②については熱的な影響が懸念される。補強案③では、塑性変形に至ることはなく、A6061-T6 材の規定最小耐力に対して約 10 %程度の裕度を有する結果を得た。以上のことから、補強案③が耐圧強度の向上に最も良い方法であると分かった。

本評価結果は、令和 5 年度に実施される基本設計においても適用させ、製作性も考慮し、今後も更なる詳細解析を実施する。

(6) 流動解析

解析を行う上で評価すべき事項として、閉ループサーモサイフォン流動が安定すること、運用時の水素充填圧力、運転時水素圧力及び液体水素量等の水素パラメータが既存設備の制約を考慮できていること、局所的に発生するボイドを抑えられることが挙げられる。よって、CNS 設備設置当初の解析及び試験結果から、新型減速材容器を含む CNS 設備の系全体（新型 CNS 設備）に必要な液体水素量を評価し、また、冷中性子強度は容器内の液体水素のボイド率に依存し可能な限り小さくする必要があるため、容器内の液体水素沸騰状況を解析してボイド率を低減させる方法について検討した。

既存水筒型容器と同様のループ体系を採用したため、CNS の安定流動はある一定量以上の液体水素充填量が必要となる。このため、新型 CNS 設備における液体水素充填量の予測計算を行い、その予測結果から新型減速材容器の最大容積を計算したところ 1 L となった。

内管を減速材容器内の中心位置に差し込んだ条件で ANSYS Fluent により計算を行ったところ、内管を差し込まない条件と比べて容器内の平均ボイド率が 1.6 % 低下し、約 12 % であったことから、内管の差し込みはボイド率低減に寄与することが分かった。またこのときの冷中性子強度は、既存の水筒型容器に対して 1.59 倍となる。

本評価結果は、令和 5 年度に実施される基本設計においても適用させ、今後更なる詳細解析を実施する。また、RELAP5 等を用いた新型 CNS 設備の解析を実施し、閉ループサーモサイフォン流動の安定性を評価する。

(7) 結論

核特性上の最適形状に対して構造解析及び流動解析を実施した。その結果、新型減速材容器は運用時の利便性を考慮した形状と結論付けられた。ただし、構造と流動の連成解析ができていないため、今後はより詳細な解析を実施するとともに、新型 CNS 設備の流動解析を実施し、令和 5 年度に実施される減速材容器の基本設計に反映させる。

参考文献

- [1] 新居昌至他、“JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の開発”、JAEA-Technology 2015-010,2015,52p.
- [2] Kawai, T. et al, “Self-regulating characteristics of a cold neutron source with a cylindrical-annulus moderator cell”, Physica B, 311, 2002, pp.164–172.
- [3] Williams,R.E. et al, “The Liquid Hydrogen Moderator at the NIST Research Reactor”, Proc. of the International Workshop on Cold Moderators for Pulsed Neutron Sources, Argonne National Laboratory, September 1997, USA.
- [4] 文部科学省、“試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準”、2003.

(中村 剛実、菊地 将宣、徳永 翔)

2.8.3 半導体ナノ粒子を用いた中性子シンチレータの開発

令和3年度の萌芽研究開発制度で採択された課題として、新しい中性子シンチレータの開発を行った。令和4年度は研究期間の最終年度に当たり、令和3年度に引き続きシンチレータの作製手法についての研究を行った。

本研究では、材料として高性能発光体である半導体ナノ粒子と、中性子コンバータとしてフッ化リチウム粉末 (${}^6\text{LiF}$) を使用し、材料を混ぜ合わせて固化する手法により容易に作製できるシンチレータの実現を目指した。令和3年度までの研究でシンチレータ材料を選定したが、選定した材料の組み合わせではナノ粒子の発光が消失してしまい、他の特性も実用には不十分であった。令和4年度は材料の選定や固化の前処理の方法を見直し、主にナノ粒子の表面化学処理について実験を行った。この結果、ナノ粒子表面の配位子を他の材料と適合する物に交換する化学処理を行うことでいくつかの特性を改善することに成功したが、ナノ粒子の発光を維持することができず中性子シンチレータとして使用可能な試料を作製することには成功しなかった。

本研究の期間においては残念ながら中性子シンチレータを実現することはできなかったが、本研究中で開発した作製手法は他種のナノ粒子等にも適用可能であり、本手法の他のナノ粒子等への展開による今後の研究の進展に期待したい。

(松井 泰)

3. 研究炉及び加速器の利用

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

3.1 JRR-3の施設利用

3.1.1 利用対応組織（JRR-3 ユーザーズオフィス）

JRR-3の施設供用に関わる業務の外部利用者の窓口として、JRR-3 ユーザーズオフィスは、原子力機構の物質科学研究センター、JAEA イノベーションハブ及び原子力科学研究所研究炉加速器技術部の3つの部署にまたがる組織として、部長通達のもと設立し運営されている。

JRR-3 ユーザーズオフィスは施設供用に関係する利用者からの利用相談、利用申し込み手続き、利用支援及び実験後手続きに関して一元化を行うことで、利便性の向上を図るとともに、施設供用利用の課題審査を円滑に進めるため、JRR-3の施設供用利用に関係する専門部会（中性子ビーム利用専門部会及び炉内中性子照射等専門部会）の事務局として、課題審査の対応を行っている。

また、アウトリーチ活動、新規需要の掘り起こし及び成果発信も実施することで、JRR-3による中性子ビーム外部利用に関する業務において、中心的な役割を果たしている。

3.1.2 利用状況

令和4年度のJRR-3施設供用運転について、年間7サイクルの運転を行った。

JRR-3はR3-2022-02サイクル（6月13日～7月8日）の6月27日に保安規定に基づく計画外停止（手動停止、竜巻発生確度2及び雷活動度3を確認）し、6月28日に再起動した。

R3-2022-03サイクル（7月18日～8月12日）の7月26日に安全保護系A系の「1次冷却材流量低」警報の発報により自動停止した。これにより7月26日以降の03サイクルの運転を取りやめ、自動停止した原因を調査した結果、機器の故障ではなく、何らかの外乱（ノイズ）の影響により一過性の誤信号が発生したと判断された。

JRR-3利用設備の利用可能な能力（設備利用能力）を図3.1.1に示す。照射に係る設備利用能力は52,573（時間・照射孔）であり、短時間照射が3%（気送照射設備）、長時間照射が7%（水力照射設備）、垂直照射設備によるサイクル照射が2%の利用率であった。

また、実験に係る設備利用能力は106,167（時間・実験孔）であり、利用率は全ての設備において100%であった。

(1) 照射利用

令和4年度のJRR-3の照射利用は、利用件数46件、キャプセル個数132個の照射実績であった。JRR-3における照射利用実績を表3.1.1及び表3.1.2に示す。照射における利用件数及び照射キャプセル個数は、原子力機構内利用20件29個、原子力機構外利用26件103個で合計46件132個であった。また、垂直照射設備（VT-1, RG-1）では7個、水力照射設備（HR-1, 2）では36個、気送照射設備（PN-1, 2）が6個、放射化分析用照射設備（PN-3）で83個のキャプセルが照射された。

研究炉における照射キャプセル数の推移を図3.1.2に示す。なお、平成23年度から令和2年度は東日本大震災の影響により運転停止していたため利用はない。JRR-3における照射利用状況を図3.1.3に示す。照射目的は放射化分析、RI製造、照射損傷等の分野で利用された。

(2) 実験利用

JRR-3 においては、中性子ビーム実験装置を用いた中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ実験、即発 γ 線分析等が実施された。利用件数及び利用延べ日数は、原子力機構内利用 254 件（1,603 件・日）、原子力機構外利用 490 件（2,950 件・日）で、合計 744 件（4,553 件・日）であった。研究炉における実験利用状況を図 3.1.4 に示す。

中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のため実験が行われた。また、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析なども実施された。中性子散乱実験分野別利用状況（Ⅰ）（Ⅱ）を図 3.1.5 及び図 3.1.6 に示す。

この図は、中性子散乱の実験目的を分類し、利用日数、テーマ数、利用者延日数をグラフ化したものである。これを見ると磁性の研究が最も多く、次いで高分子の研究、強相関、構造と隆起、残留応力等の順になり磁性の研究が活発である。

中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、模擬コンクリート材料評価、イメージング用画像解析手法の開発、根圏構造の可視化を目的とした各種実験が実施された。即発 γ 線分析（PGA）では、ホウ素濃度定量法の開発、隕石、原始惑星等の分析が実施された。

令和 4 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 6,217 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係）13,364 人・日で合計 19,581 人・日の実績であった。JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移を図 3.1.7 に示す。なお、平成 23 年度から令和 2 年度は東日本大震災の影響により運転停止していたため中性子ビーム実験は行われていない。

(3) 実験室の利用状況

施設供用実験室として開放している JRR-3 炉室 PN-3 実験室、研究炉実験利用棟 1 階の実験室 1 及び 2 では、例年どおり環境試料の放射化分析実験、照射試料の作製や開封作業が実施された。JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した大気浮遊塵、金属チタン、金、植物種子、野生動物の食物等の試料の放射化分析が実施された。令和 4 年度に実施された実験項目は 9 件、実験延べ日数は 16 日であった。

(坂田 菜美)

表 3.1.1 JRR-3 における照射利用実績

原子炉		原子力機構内	原子力機構外	合計
JRR-3	件数	20	26	46
	個数	29	103	132

表 3.1.2 令和 4 年度 JRR-3 における照射実績

照射孔 サイクル		原子力機構内の利用									原子力機構外の利用								サイクル別合計
		V T 1	R G 1~4	B R 1~4	S H 1	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S I 1	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S I 1	
1サイクル (5/9~6/3)	件数						3	1	1						3	1	1		10
	個数						3	1	6						3	1	60		74
	継続																		(0)
2サイクル (6/13~7/8)	件数						2								3	1			6
	個数						2								3	3			8
	継続																		(0)
3サイクル (7/18~8/12)	件数													1					1
	個数													1					1
	継続																		(0)
4サイクル (8/22~9/16)	件数													1	1				2
	個数													1	1				2
	継続																		(0)
5サイクル (9/26~10/21)	件数						4							4					8
	個数						4							4					8
	継続																		(0)
6サイクル (10/31~11/25)	件数	1												1		2	1		5
	個数	3												1		2	17		23
	継続																		(0)
7サイクル (12/5~12/24)	件数		1				7								6				14
	個数		3				7								6				16
	継続																		(0)
サイクル合計	件数	1	1	0	0	0	16	1	1	0	1	0	0	0	20	3	2	0	46
	個数	3	3	0	0	0	16	1	6	0	1	0	0	0	20	5	77	0	132
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)

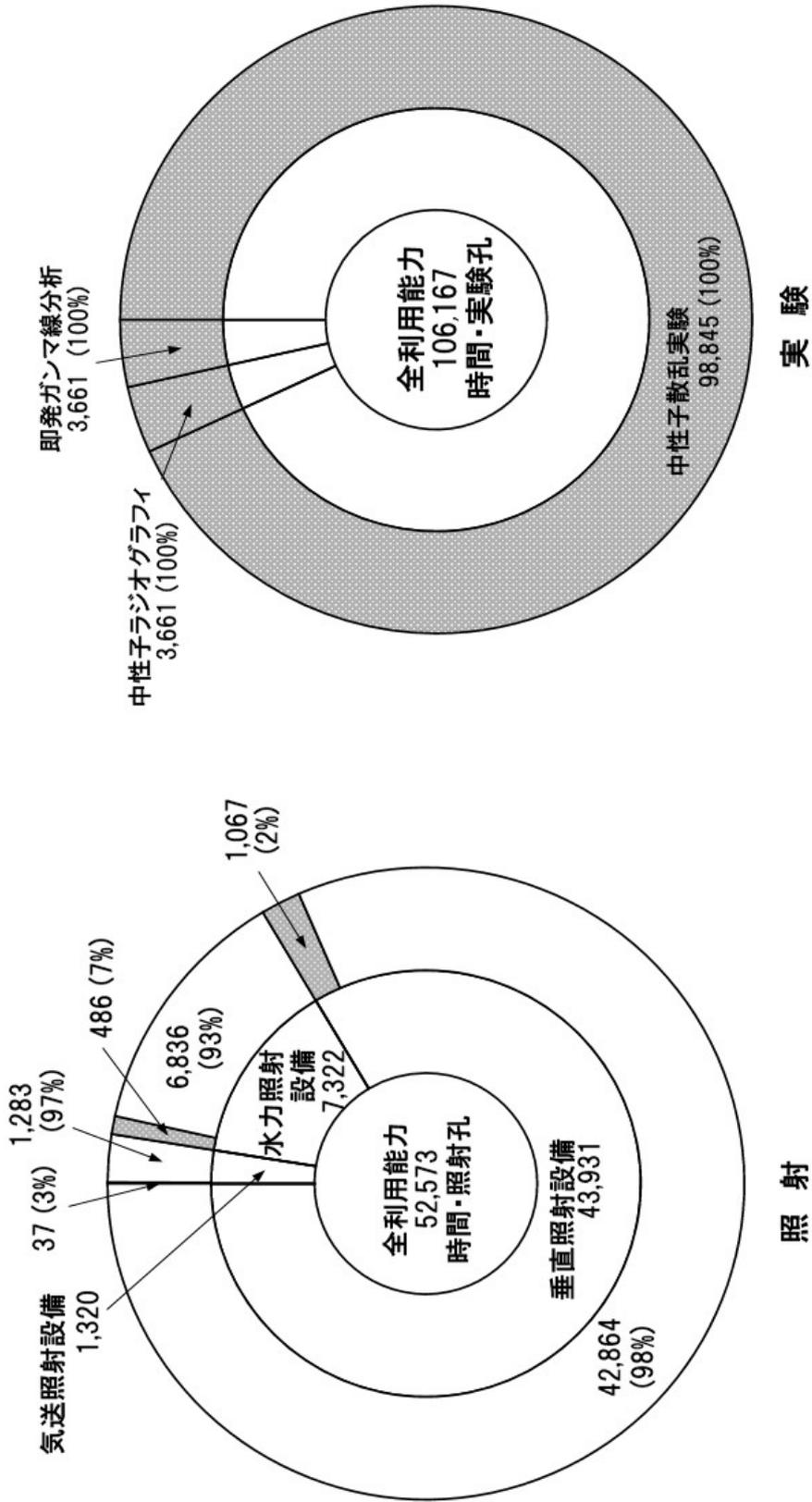


図 3.1.1 JRR-3 利用設備利用能力

注) 平成10年度と平成21年度、令和3年度は年間4サイクル。
 平成23年度～令和2年度は東日本大震災の影響により運転停止。

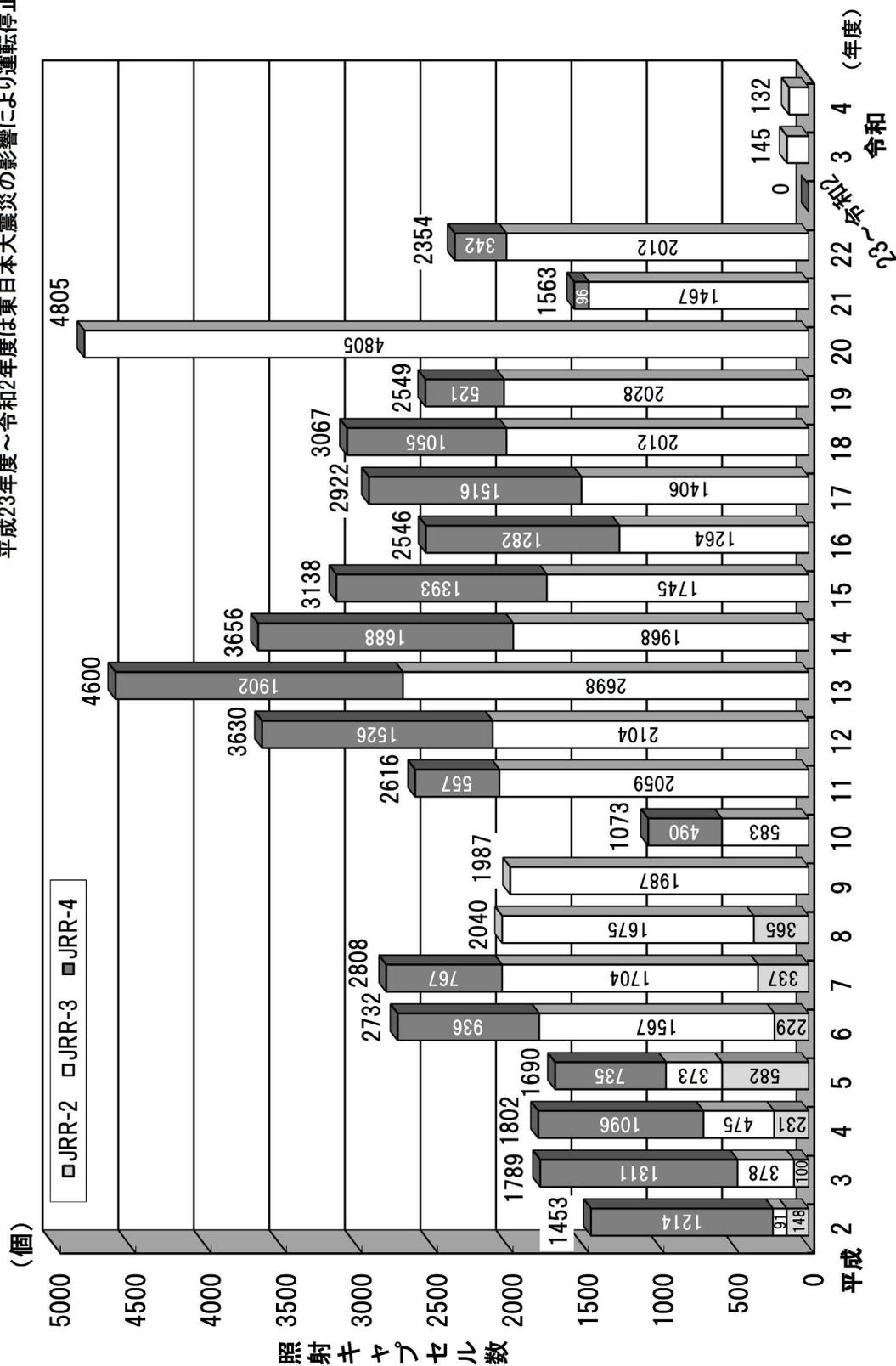


図 3.1.2 研究炉における照射キャプセル数の推移

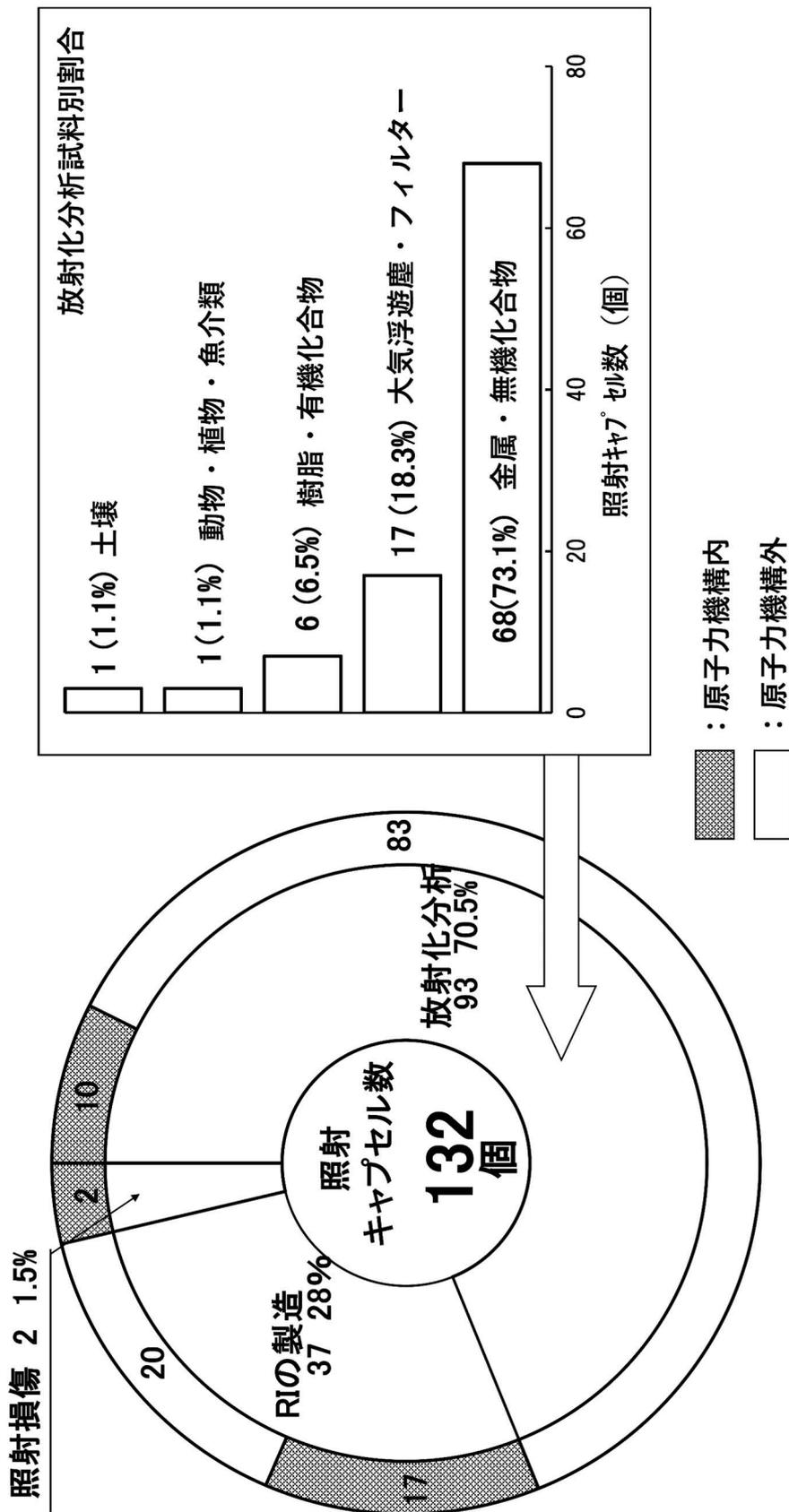


図 3.1.3 JRR-3 における照射状況

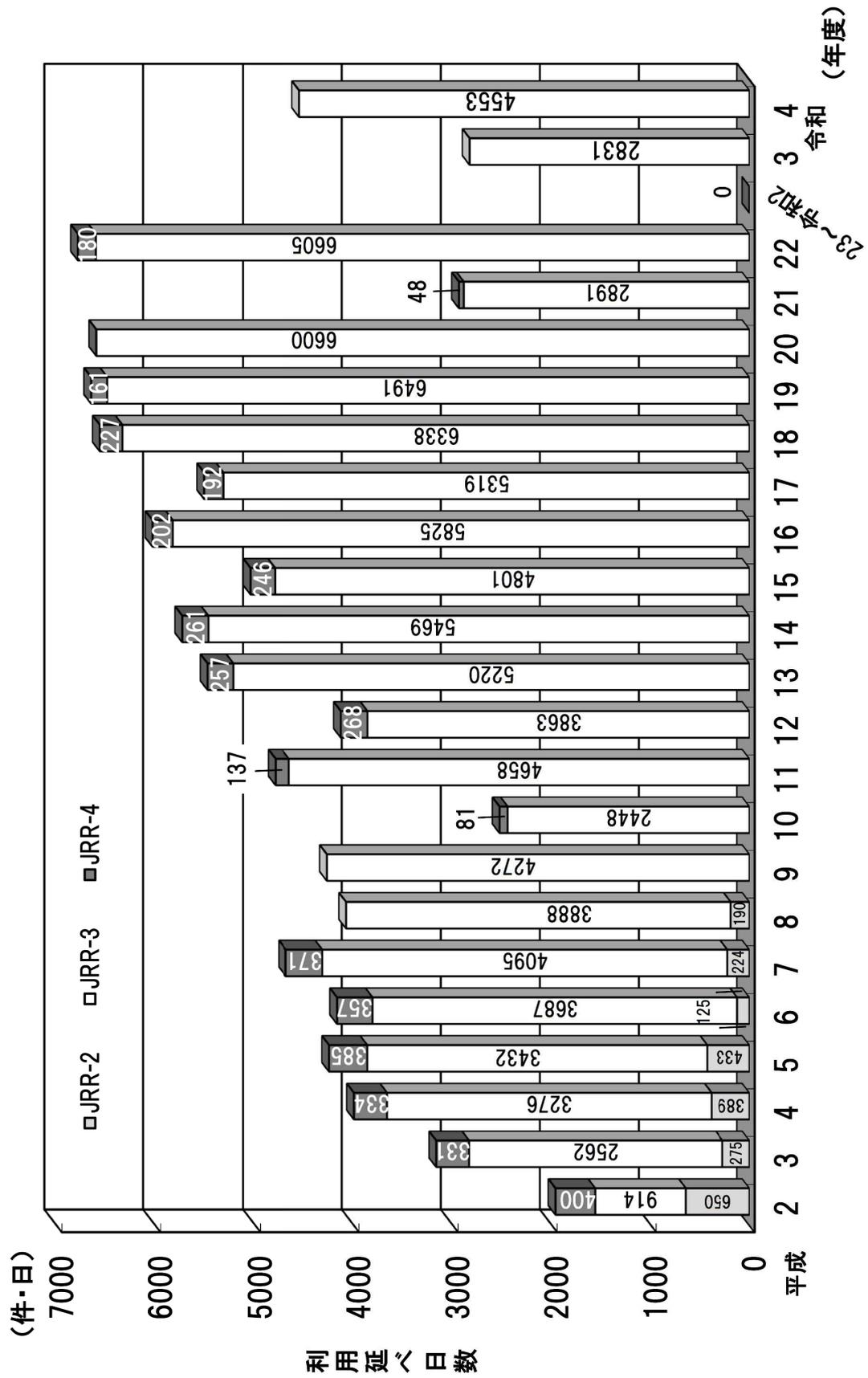


図 3.1.4 研究炉における実験利用状況

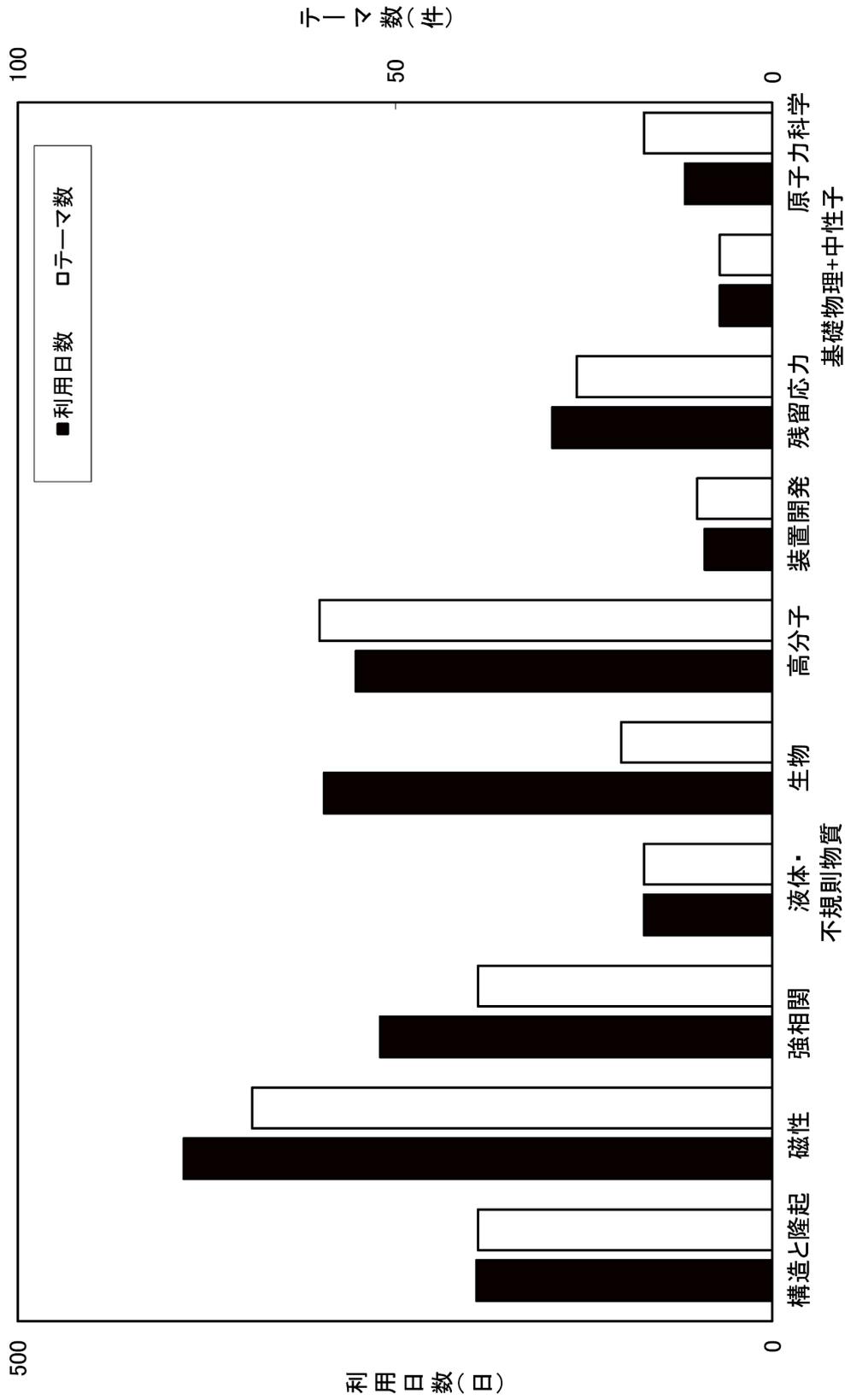


図 3.1.5 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)

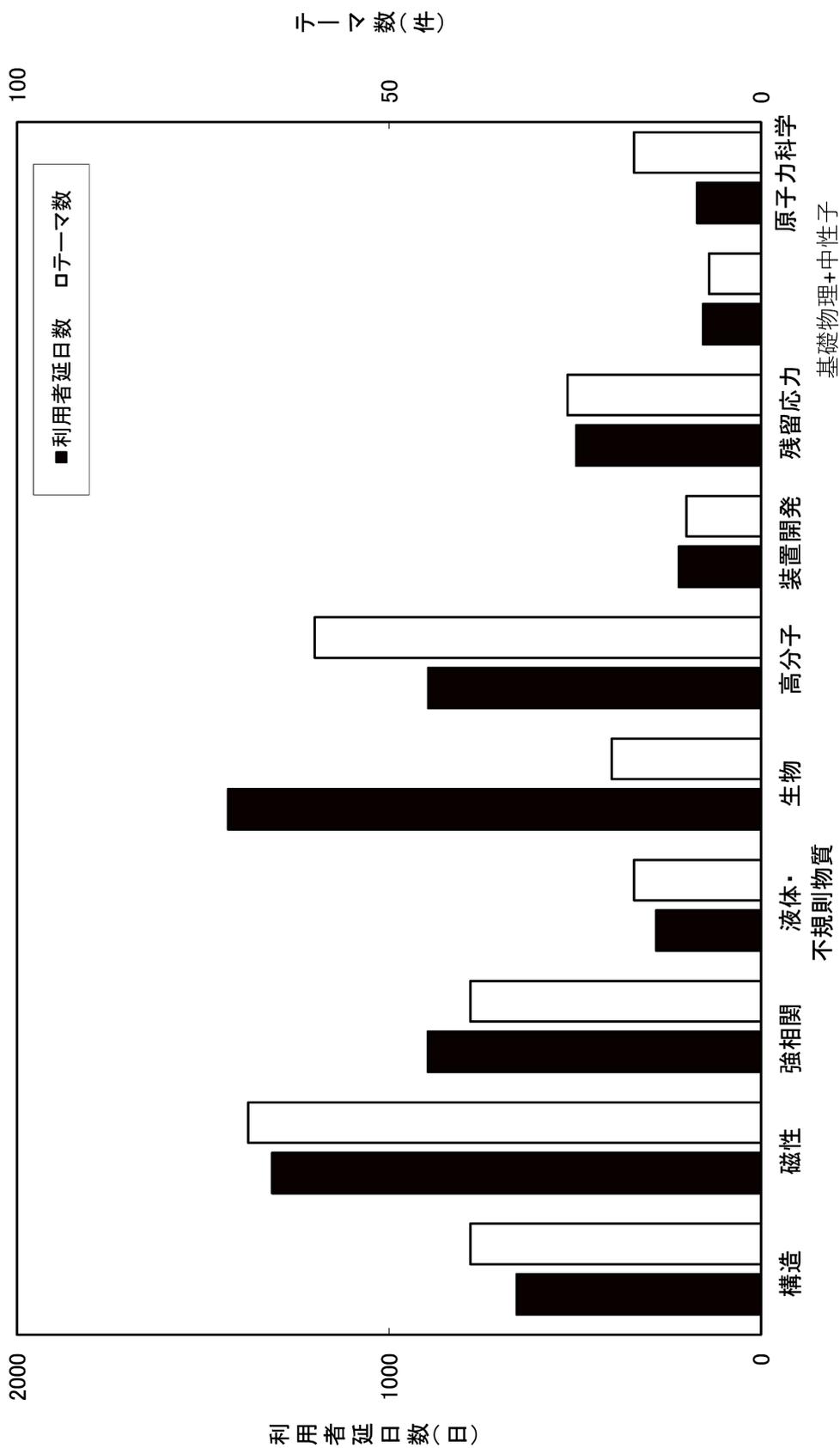


図 3.1.6 中性子散乱実験分野別利用状況 (II)

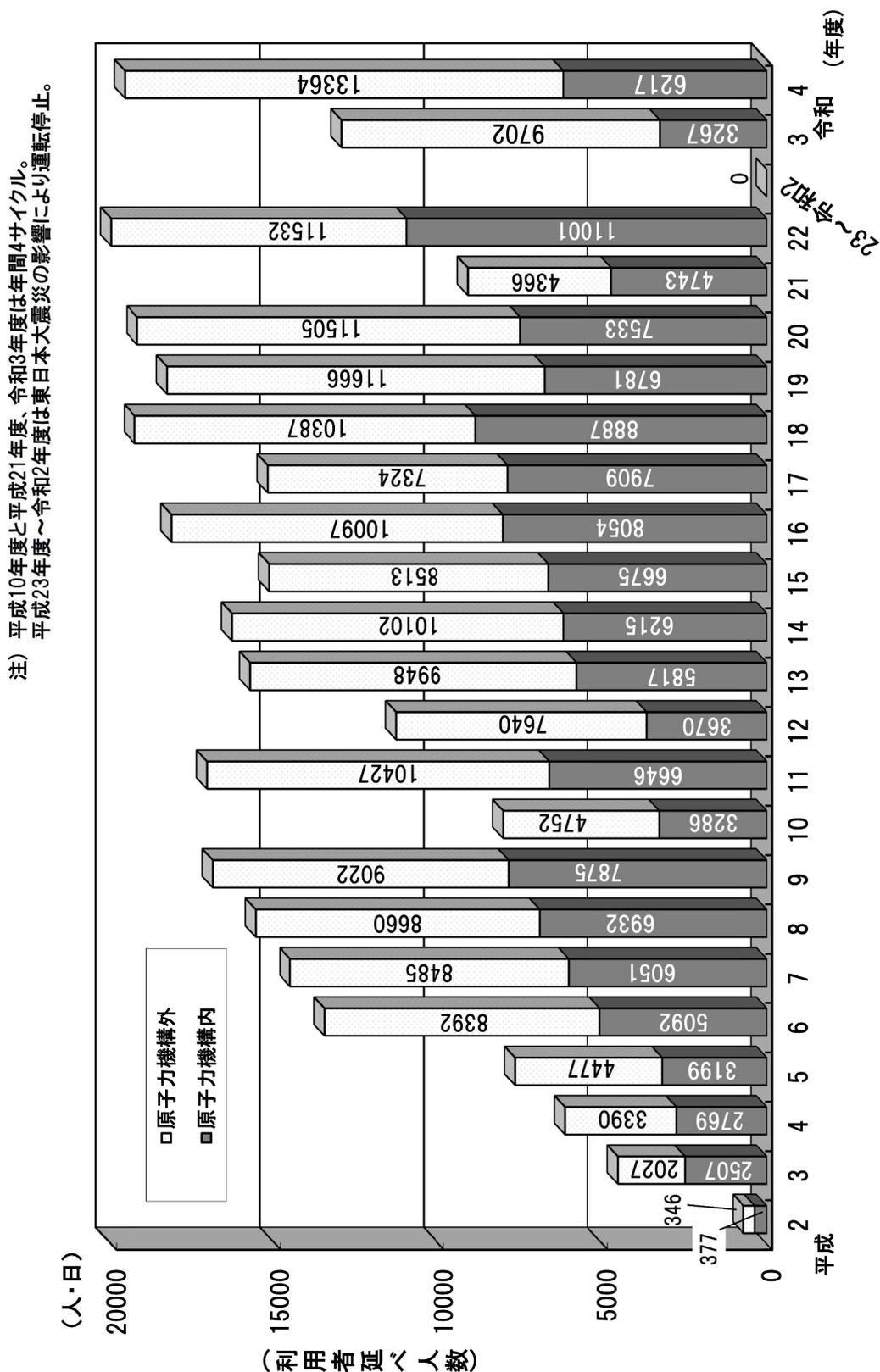


図 3.1.7 JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移

3.1.3 中性子ビーム利用専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、JRR-3 に設置されている原子力機構保有の中性子ビーム利用実験装置（小角散乱装置、中性子ラジオグラフィ装置、中性子応力測定装置、三軸型中性子分光器等）である。専門部会の幹事は物質科学研究センター研究推進室、専門部会の事務局は物質科学研究センター、JAEA イノベーションハブオープンイノベーション推進課、研究炉加速器技術部計画調整課を中心とした JRR-3 ユーザーズオフィスが担当した。

JRR-3 は、令和 4 年 5 月 9 日から供用運転を開始し、12 月 24 日まで 7 サイクル運転を実施した。6 月には 1 日（気象条件による保安規定に基づく原子炉の手動停止）及び 7 月には 17 日間（外乱の影響による一過性の誤信号発生による停止）の計画外停止があったが、特に外部利用者を優先して振替日程調整を行ったことにより、大きな問題には発展しなかった。

(1) 令和 4 年度の活動状況

令和 4 年度第 2 回（5 月）の定期募集では、成果非占有課題に 6 件、成果占有課題に 1 件の応募があった。成果非占有課題に関しては、令和 4 年 7 月 20 日に第 1 回中性子ビーム利用専門部会をオンラインで開催し、課題審査を行った。

また、随時課題の申し込み（トライアルユース含む成果占有課題）は 6 件あった。

令和 4 年 9 月には、優先利用課題についての公募を実施し、2 件の応募があった。

令和 5 年度第 1 回（11 月）の定期募集においては、繰越課題 1 件を含み、成果非占有課題に 44 件、成果占有課題（トライアルユース含む）に 14 件の応募があった。成果非占有課題に関しては、令和 5 年 3 月 3 日に第 2 回中性子ビーム利用専門部会をオンラインで開催し、課題審査を行った。

(2) 令和 5 年度の計画

令和 5 年度の研究課題の実施状況の把握及び令和 5 年度第 2 回定期募集並びに令和 6 年度第 1 回定期募集の施設供用利用課題（成果非占有分）への応募課題の審査等を行うため、年 2 回の専門部会を開催する。また、優先利用課題や随時枠に応募される利用課題については、その都度適切に審査を実施する。

3.1.4 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、燃料・材料照射や放射化分析等を目的とする照射利用及び照射後試験のための施設であり、JRR-3、燃料試験施設、ホットラボ施設及び常陽の 4 施設である。専門部会の幹事は研究炉加速器技術部利用施設管理課、高速炉サイクル研究開発センター燃料材料開発部燃料技術開発課、臨界ホット試験技術部実用燃料試験課及び環境技術開発センター材料試験炉部計画管理課が務め、当該幹事の協力の下で事務局である研究炉加速器技術部が主担当としてその取りまとめを行った。

JRR-3 は、令和 4 年 5 月 9 日から供用運転を開始し、12 月 24 日まで 7 サイクル運転を実施した。6 月には 1 日（気象条件による保安規定に基づく原子炉の手動停止）及び 7 月には 17 日間（外乱の影響による一過性の誤信号発生による停止）の計画外停止があったが、特に外部利用者

を優先して振替日程調整を行ったことにより、施設利用に大きな問題は発生しなかった。

(1) 令和 4 年度の活動状況

令和 4 年度第 2 回（5 月）の定期募集においては、供用運転を実施する JRR-3、燃料試験施設、ホットラボ施設及び常陽の照射後試験施設に係る施設利用の募集を行い、JRR-3 を利用する成果非占有利用課題の 2 件及び成果占有課題の 2 件の応募があった。令和 5 年度第 1 回（11 月）の定期募集においては、同様に供用運転予定のある JRR-3、燃料試験施設、ホットラボ施設及び常陽の照射後試験施設に係る施設利用の募集を行い、JRR-3 の成果非占有利用課題に 2 件の応募があった。

令和 4 年度における定期募集以外の件数であるが、随時枠（成果占有）は 0 件、所内利用 20 件、大学共同利用 4 件の利用があった。課題公募件数については、令和 4 年度は 2 回の公募に対して 2 件、令和 5 年度は 1 回の公募で 2 件、大学共同利用からは 6 件と少ない応募状況が続いている。

専門部会は、課題審査並びに各施設の現状と計画に関する情報共有及び意見交換の目的で令和 4 年 7 月 29 日及び令和 5 年 2 月 20 日にオンラインで開催し、審査の結果、それぞれの専門部会で成果非占有利用課題 2 件が採択された。また、7 月 29 日に開催された専門部会で、成果占有利用課題 2 件が報告された。

各施設の現状として、JRR-3 は 5 月 9 日から供用運転を開始し、12 月 24 日まで 7 サイクル運転を実施した。途中 2 度の計画外停止（気象条件による停止及び外乱の影響による一過性の誤信号発生による停止）があったが、大きな影響とはならなかった。実験設備としては気送照射設備で照射中にキャプセルの一部が破損したため、9 月から気送照射設備の運転を停止しており、令和 5 年度の供用運転には再開する予定である。常陽（中性子照射）については、運転再開準備（新規規制基準対策工事等）に係る補正予算が手当てされ、令和 6 年度の運転再開を目指している。また、常陽（照射後試験）については、「施設中長期計画」に基づき、MMF 及び AGF の照射後試験機能を FMF に集約するための準備を進めている。

(2) 令和 5 年度の計画

令和 5 年度第 2 回（5 月）及び令和 6 年度第 1 回（11 月）の施設供用利用課題（成果公開分）として応募される課題の審査を行うために、応募状況に応じて年度内 2 回の専門部会を開催する予定である。また、随時応募される課題（成果非公開）については、採否判断の迅速化と効率化を図るために、専門部会の審査要領に基づく電子メールを用いた審査などにより適切に対応する。

JRR-3 は令和 5 年度において 7 サイクルの運転を実施する計画であること及び気送照射設備の是正処置が完了することから、受け入れ及び実施する実験課題数については増加を期待したい。

（岸 敏明）

3.1.5 主な利用の成果

(1) 照射利用

次のような主な成果が得られた。

1) 放射化分析研究

- ① 野生動物の食物に含まれる元素分析と微量元素の消化吸収量の見積もり¹⁾
(石巻専修大学)

人付けされた野生ニホンザルが採食した食物、糞を採集し、これらの試料に含まれる微量元素濃度を分析することにより、サルが食物からどの程度ミネラルを獲得しているのか、微量元素濃度を推定した。

(2) 実験利用研究

次のような主な成果が得られた。

1) 基礎物性研究

- ① 強い磁石の開発に役立つ簡便で正確な「原子の磁気」の新測定法の開発に成功²⁾
(原子力機構、茨城大学、J-PARC センター、CROSS、物質・材料研究機構 (物材機構)、オークリッジ国立研究所)

極低温下の中性子回折実験で観測される磁性元素の原子核由来の磁気と電子由来の磁気について、正確に計算で評価できる原子核磁気の測定強度を用いて電子磁気の測定強度と比較することで電子磁気を評価するという簡便で正確な「原子の磁気」の新測定法を開発した。実際に、JRR-3 LTAS (C2-1 ポート) においてネオジム化合物 $\text{Nd}_3\text{Pd}_{20}\text{Ge}_6$ について数十 mk の極低温まで磁気反射強度の温度依存性を測定し、ネオジム元素の磁気の評価に成功した。

(令和 4 年 5 月 15 日プレスリリース)。

2) 材料科学

- ① 全固体電池内のリチウムイオンの動きを捉えることに成功³⁾
(理研、物材機構、原子力機構、ヨーク大学、ユヴァスキュラ大学)

^6Li を濃縮した正極を用いて全固体電池試料を作製し、JRR-3 PGA (T1-4-1 ポート) において試料に熱中性子を入射し、 $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ 熱中性子誘起核反応によって放出される粒子のエネルギーを時間分解して分析することで、全固体電池内のリチウムイオンの動きを捉えることに成功した。

(令和 4 年 10 月 25 日プレスリリース)。

- ② トリブロック共重合体の合成過程で生じるマイクロ相分離を利用した高分子フォトニック結晶の創成⁴⁾
(原子力機構、千葉大学)

高分子フォトニック結晶の内部でつくられるメソスケールの周期構造が生成していく様子を JRR-3 の装置で観察して、可視光を反射して構造色と呼ばれる特定の色を示すメカニズムを明らかにした。

3) 社会実装

- ① 異形鉄筋の表面形状が鉄筋とコンクリートの付着性能に及ぼす影響を解明⁵⁾
(東京理科大学、原子力機構)

鉄筋コンクリート中の鉄筋の引抜試験及び JRR-3 RESA(T2-1 ポート)において鉄筋コンクリート中の鉄筋の引張応力下での中性子回折測定による鉄筋 300 mm に渡る内部応力の計測を組み合わせる事で、鉄筋自由端の滑りが生じる場合に鉄筋の表面形状がコンクリートへの付着特性に影響を及ぼすことを明らかにした。

- ② 圧縮変形によるバルクセメンタイトの結晶配向を解明⁶⁾
(豊橋技術科学大学、原子力機構)

放電プラズマ焼結法で作製したセメンタイト (Fe_3C) 単相材について、変形特性を調査するために、種々の条件で圧縮変形を付与した際の結晶配向を JRR-3 の装置で調べて、変形集合組織と呼ばれる結晶配向が形成することを発見した。

参考文献

- 1) 辻 大和, 福島 美智子, “野生ニホンザル (*Macaca fuscata*) の摂取する微量元素ならびにミネラルバランスの推定”, 霊長類研究 Supplement, vol.39, 第 39 回日本霊長類学会大会, p.35, (2023).
- 2) N. Metoki et al., “Hyperfine Splitting and Nuclear Spin Polarization in NdPd_5Al_2 and $\text{Nd}_3\text{Pd}_{20}\text{Ge}_6$ ”, J. Phys. Soc. Jpn., vol.91, 054710, 6p., (2022).
- 3) T. Kobayashi et al., “In-Operando Lithium-Ion Transport Tracking in an All-Solid-State Battery”, Small, vol.18, no.46, 2204455, (2022).
- 4) Y. Isozaki et al., “Polymer Photonic Crystals Prepared by Triblock Copolymerization-induced in situ Microphase Separation”, Chemistry Letters, vol.51, no.6, pp.625-628, (2022).
- 5) 小林 謙祐他, “異形鉄筋の表面形状が鉄筋コンクリートの付着性能に及ぼす影響”, コンクリート工学年次論文集, vol.44, pp.208-213, (2022).
- 6) N. Adachi et al., “Deformation Texture of Bulk Cementite Investigated by Neutron Diffraction”, Materials(Basel), vol.15, 4485, (2022).

(坂田 茉美)

3.2 NSRR の施設利用

3.2.1 利用状況

(1) 実験利用概況

NSRR の照射実験は、安全性研究として安全研究センター燃料安全研究グループによって行われている。

令和 4 年度に計 2 回の照射実験を実施した。原子力規制庁からの受託事業の一環として、高燃焼度改良型燃料の FP ガス放出挙動に関するデータを取得する実験 (OS-3) を 1 回、米国 DOE 傘下の機関として FNDES に加わるアイダホ国立研究所 (INL) より提案された「反応度事故に関する高燃焼度燃料試験 (HERA)」の一環として、反応度事故時の出カパルス幅が PCMI による燃料破損限界に与える影響を評価することを目的とした実験 (HERA-PreH-1) を 1 回実施した。

(村松 靖之)

(2) 実験用燃料の管理

1) 計量管理

NSRR 実験用燃料の計量管理においては、リバッチング、所内輸送、所外輸送、照射試験により核燃料物質の移動票及び受入票の起票を行った。

また、令和 4 年 7 月に実在庫検査 (棚卸し) を行い、IAEA 及び核物質管理センターの実在庫検認を受けた。

2) 照射済酸化ウラン燃料の輸送

照射済燃料実験用の照射済酸化ウラン燃料 1 体を燃料試験施設から搬入し、パルス照射試験を実施後、照射後試験のため燃料試験施設に搬出した。

3) 未照射燃料 (HERA) の輸送

HERA のため、INL から未照射燃料 2 体を搬入した。

今年度は、搬入燃料 1 体を HERA-PreH-1 実験としてパルス照射試験を実施した。

(鈴木 紗智子)

3.2.2 主な利用の成果

高燃焼度改良型燃料の FP ガス放出挙動に関するデータを取得する実験 (OS-3) により、次のような成果が得られた。

本研究では、フランス放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) と協力し、放射線下で生じるノイズに強いセンサーや試験体の設計・開発に取り組み、NSRR で燃料を照射した結果、燃料ペレットからのガス放出と考えられる急激な内圧の上昇をリアルタイムで捉えることに成功した。これは、反応度事故模擬条件に対し、新型燃料の一種である添加物燃料からのガス放出のタイミングや速度を示した、世界で初めてのデータであり、今後より詳細な分析を進めていく。

(求 惟子)

3.3 タンデム加速器の利用

3.3.1 利用状況

タンデム加速器は、実験利用運転を2回実施した。第1回を令和4年4月1日から令和4年7月7日、第2回を令和4年10月24日から令和5年3月31日まで行った。年間の合計では134日の利用運転を実施した。図3.3.1にタンデム加速器の利用形態別及び分野別の日数を示す。

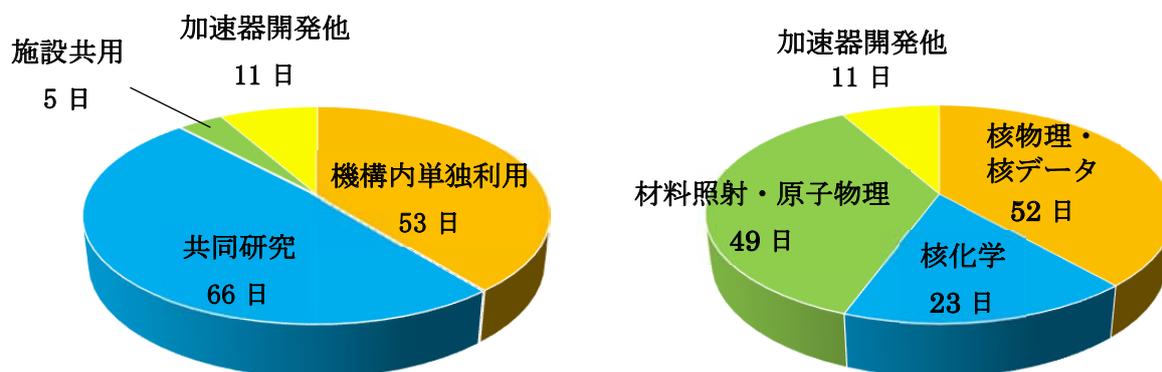


図 3.3.1 タンデム加速器の利用形態別及び分野別の日数
(利用形態、分野別日数は延べ日数)

(石崎 暢洋)

3.3.2 タンデム加速器専門部会

(1) 第35回タンデム加速器専門部会

令和4年度第2回施設供用利用課題の募集がJAEAイノベーションハブにより実施され、令和4年6月21日に第35回タンデム加速器専門部会がオンラインで開催された。この回は成果非占有の供用課題の応募はなく、専門部会では加速器運転状況の説明とタンデム加速器将来計画の説明が行われた。

(2) 第36回タンデム加速器専門部会

令和5年度第1回施設供用利用課題の募集がJAEAイノベーションハブにより実施され、成果非占有の供用課題2件の応募があった。令和4年12月26日と12月27日の2回に分けて第36回タンデム加速器専門部会がオンラインで開催され、課題審査が行われた。口頭説明を含めた審査の結果、2課題が採択された。内訳は表3.3.1の通りである。

(3) 施設供用以外の課題審査について〔共同研究と原子力機構内単独利用〕

令和4年度第2回及び令和5年度第1回施設供用利用課題の募集に合わせて、共同研究と原子力機構内単独利用の研究課題についても募集し、タンデム加速器専門部会に依頼して課題審査を行った。

令和4年度第2回募集では、共同研究2課題の審査を行った。審議の結果、2課題が採択され

た。内訳は表 3.3.2 の通りである。

令和 5 年度第 1 回募集では、共同研究 9 課題、原子力機構内単独利用 3 課題の審査を行った。審議の結果、10 課題が採択された。内訳は表 3.3.3、表 3.3.4 の通りである。

表 3.3.1 令和 5 年度第 1 回タンデム加速器施設供用利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名	装置
2023A-D01	松井 浩明	産業技術総合研究所	高温超伝導薄膜の自己磁場中臨界電流のイオン照射制御	H1 照射チェンバー
2023A-D02	末吉 哲郎	九州産業大学	重イオン照射を用いた高温超伝導薄膜の臨界電流密度制御	L4 照射チェンバー

表 3.3.2 令和 4 年度第 2 回タンデム加速器共同研究課題

No	研究代表者	所属	課題名
2022NC01	岩佐 直仁	東北大学	ビッグバン元素合成における ${}^7\text{Be}$ 分解反応 ${}^7\text{Be}(n,p_1){}^7\text{Li}^*$ の研究-2
2022NC02	初川 雄一	量子科学技術研究開発機構	テクネチウム同位体/コンプトンカメラ (ETCC) による新たな核医学診断法の開発

表 3.3.3 令和 5 年度第 1 回タンデム加速器共同研究課題

No	研究代表者	所属	課題名
2023SC01	岡安 悟	先端基礎研究センター	鉄系超伝導体における臨界電流密度増強とピーク効果
2023SC02	今井 誠	京都大学	高速重イオンによる電荷変換衝突断面積およびイオン電荷分布測定 IV
2023SC03	椎名 陽子	立教大学	異核二原子分子イオン照射時のコンボイ電子収量における近接効果 II
2023SC04	安田 和弘	九州大学	酸化物/窒化物セラミックス中の高密度電子励起損傷の原子配列とその分布
2023NC02	岩佐 直仁	東北大学	ビッグバン元素合成における 3 重陽子による ${}^7\text{Be}$ 分解反応の研究-I
2023NC04	西中 一朗	量子科学技術研究開発機構	${}^{211}\text{Rn}/{}^{211}\text{At}$ ジェネレータ開発と関連研究
2023NC05	浅井 雅人	先端基礎研究センター	${}^{259}\text{Lr}$ の自発核分裂における TKE の低い質量対称成分の研究

表 3.3.4 令和 5 年度第 1 回タンデム加速器機構内単独利用課題

No	研究代表者	所属	課題名
2023SP01	大久保 成彰	原子力基礎工学 研究センター	ADS 条件を模擬した照射によるマイクロ組織発達に関する研究
2023NP01	伊藤 由太	先端基礎研究 センター	低速 RI ビーム生成における価数制御の研究
2023NP02	洲寄 ふみ	先端基礎研究 センター	反跳生成核分離装置を用いた多核子移行反応における蒸発残留核生成断面積の測定

(牧井 宏之)

3.3.3 主な利用の成果

(1) 利用概況

令和 4 年度のタンデム加速器の利用申込状況を表 3.3.5 に示す。

表 3.3.5 タンデム加速器の利用申込状況

課題審査会採択課題数	
原子力機構内利用	3
共同研究・施設供用	11
実験計画書申込件数	32
原子力機構内の利用者数	42
外部機関の利用者数	88
外部利用機関の数	25

注] 実験計画書申込件数とは、利用者から提出された実験計画書の件数を年度内で合計したものをいう。

(2) 研究分野別の発表件数

研究分野別の発表件数を表 3.3.6 に示す。

表 3.3.6 研究分野別の発表件数

研究分野	論文掲載件数	関連刊行物等	学会・研究会口頭発表
核物理	8	0	13
核化学	7	1	26
固体物理・原子物理・材料の照射効果	15	8	27
加速器の運転・開発	2	0	5
合計	32	9	71

(3) 研究分野別の主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ 中性子過剰 Fm, Md 同位体の自発核分裂における特異な核分裂特性と分裂メカニズムの解明のため、 ^{259}Md の自発核分裂の測定を行った。 ^{259}Md は、放射性同位体 ^{254}Es (半減期 276 日) の極微量の標的に ^{18}O ビームを照射して多核子移行反応で合成し、オンライン同位体分離装置 (ISOL) を用いて同位体分離した。測定された核分裂片の質量分布と全運動エネルギー (TKE) 分布から、 ^{259}Md の自発核分裂は TKE の高い対称分裂と TKE の低い非対称分裂の混合であることが示唆され、中性子過剰 Fm, Md 同位体の対称核分裂の特性を明らかにする上で重要な成果を得た。

多核子移行反応を用いて高励起状態に置かれた Th から Cf に至る様々なアクチノイド原子核を生成し、これらの核分裂片質量数分布を系統的に測定した。解析により、重核分裂片の陽子数 $Z=54$ の殻構造が、核分裂片の質量数分布を大きく支配することが示された。核分裂理論を構築する上で重要な成果である。

2) 核化学研究

- ・ 短寿命重アクチノイド核のイオントラップと精密質量測定を目指して、ISOL で同位体分離した短寿命核をヘリウムガス中で減速し、イオントラップへと導くためのガスセルクーラーバンチャー (GCCB) の開発を行った。He ガス中で減速する+1 価のイオンが荷電交換反応によって+2 価や+3 価になる割合を様々な元素について測定し、価数分布の元素依存性に関する系統的なデータを得た。実験データを基に理論計算の改良を行い、成果を論文として発表した。
- ・ ISOL からの超重元素イオンビーム生成を目指し、新たに電子誘起プラズマ (Electron Beam Generated Plasma, EBG) 型イオン源の開発を進めた。安定同位体として種々の貴ガス元素のイオン化を試みたところ、原子番号が大きくなるにしたがってイオン化効率が大きく増大することが分かった。本イオン源を He/CdI₂ ガスジェット搬送システムと結合させるためにエアロダイナミックレンズを介し、 ^{252}Cf 核分裂片のイオン化を試みたところ、従来難しかったプラズマ型イオン源のガスジェット結合に成功するとともに、いくつかの短寿命核種のイオンビーム生成を確認した。本成果は、インドで開催された RI とイオンビームの科学利用に関する国際会議 ARCEBS2023 で報告した。
- ・ QST との共同研究において、 α 放射性同位体を体内に投与し、癌細胞に α 線を直接照射して治療する、いわゆる「 α 標的アイソトープ治療」に適用可能な ^{211}At を加速器施設から遠く離れた病院、研究施設で利用可能にするための $^{211}\text{Rn}/^{211}\text{At}$ ジェネレータの開発を進めた。Rn の液相回収と At のイオン液体抽出による $^{211}\text{Rn}/^{211}\text{At}$ ジェネレータシステムを開発した。
- ・ 特許「 α 線放出核種の分析方法及び分析装置」を登録した。これは放射性同位体 (RI) 療法に適用可能な α 放射性核種 ^{211}At などの分析方法に関する発明である。本発明により、従来技術では個別に分析していた生成量と化学形を同時に分析できるようになり、 ^{211}At 分析を簡易化し効率を向上させた。本特許登録により、社会実装の促進が期待される。

- ・ 重陽子加速器中性子源の中性子コンバータには炭素かベリリウムが用いられている。両者を比較すると、ベリリウムは中性子収量が大きいですが、ターゲット内に重水素が蓄積して膨張するブリスタリングが起きる。一方、炭素は機械的に強い代わりに中性子収量は半分程度で、さらに吸熱反応であることからエネルギー分布も低めになってしまうという特徴がある。両者の長所を活かすため、タンデム加速器においてコンバータ最下流部（重水素の飛程に該当する領域）より下流を炭素に、それより上流をベリリウムによって構成する「複合中性子コンバータ」を用いて、得られる二重微分中性子収量分布を多重箔放射化法で測定した。簡易的解析の結果、ベリリウムのみ条件と同等の中性子収量が得られていることが分かった。今後ストラグリングの影響でベリリウム内に蓄積した重水素によるターゲットの寿命を評価し、複合中性子コンバータの利点を定量的に評価する。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ 九州大学との共同研究において、原子炉核燃料に燃焼度の制御のために可燃毒を添加する際の燃料中の照射損傷の変化を調べる目的で、核燃料模擬物質 (CeO_2) に可燃毒元素 (Gd) の添加量を系統的に変化させて、その際の照射損傷を多角的に評価した結果をまとめた。その結果、照射量の増加によって照射損傷の増加は避けられないものの、 Gd の添加によって照射損傷が回復する効果が得られることが分かった。本成果は、*J. Appl. Phys.*誌において発表した。
- ・ 九州産業大学との共同研究において、高温超伝導体にイオン照射する際に、照射方向によって形成される柱状欠陥の形態が敏感に変化することを突き止めた。例えば、 $\text{GdBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_7$ 超伝導体に、 80MeV Xe イオンを照射した際に、 c 軸方向に照射すると不連続な柱状欠陥が形成され、 c 軸方向から傾けて照射すると連続的な太い柱状欠陥が形成されることが分かった。これまで、照射方向を変えて超伝導体の性能を飛躍的にさせる試みが盛んに行われてきたが、柱状欠陥の形態が照射方向に大きく依存することをきちんと考慮する必要があることを示した重要な成果である。本成果は、*IEEE Trans. Appl. Supercond.*誌に発表した。

4) 加速器開発

- ・ 加速器の絶縁カラムのユニットごとの電圧を静電気力によって測定する手法を開発している。この手法でカラム電圧の測定が可能であることを確認した。カラム内の高電圧部への設置を目指し、プラスチックファイバーを用いた LAN 通信による制御を開発中である。

5) 人材育成

- ・ 北海道大学が中心となって進めている文科省国際原子力人材育成イニシアティブ事業「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築」の一環として、学部及び大学院の学生を対象に、タンデム加速器に設置されている反跳生成核分離装置を用いて「超重元素の作り方」に関する実験実習を行い、学生 8 名を指導した。将来、核データ工学分野等を担う研究者・技術者の育成を目指す試みとして重要である。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

表 3.3.7 はタンデム加速器施設で利用されている実験装置である。

表 3.3.7 タンデム加速器施設の主な実験装置

ターゲット室	ビームライン	実験装置名	装置の概要・利用目的
軽イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	L-1	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (大口徑試料照射可能)
	L-2	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (室温から約 1000℃まで試料温度可変)
	L-3	重イオンスペクトロメーター(ENMA)	重イオン核反応で生成される原子核を高分解能でエネルギー分析する装置であり、角分布の測定が可能である。
	L-4	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極高真空装置)
第2重イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-1	照射チェンバー、 低温照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極低温から数 1200℃まで試料温度可変)
	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	入射イオンビームからの 0 度電子分光装置で原子物理用
ブースターターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-3 BA	核分裂測定散乱槽、 核分光測定装置	核分裂や核反応実験に用いる散乱槽、 核分光研究用ガンマ線測定装置
	H-3 BB	反跳生成核分離装置 (RMS)	核反応で 0°~40°方向に放出される生成原子核をビームから分離し、質量分析を行う装置
	H-3 BC	多重ガンマ線検出装置	ビームによる核反応で生成された原子核からのガンマ線を多重測定する核分光実験装置
第1重イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-4	現在使用していない	
	H-5	レーザー核分光装置	レーザーによる核構造研究装置
垂直実験室 〔第2種管理区域〕	V-1	垂直イオン照射装置	固体-熔融液体金属界面への照射影響評価
照射室 〔第1種管理区域〕	R-1	オンライン同位体分離装置	核反応で生成した短寿命放射性核種をイオン化し高分解能で質量分離する装置
	R-2	照射チェンバー	放射性同位体標的へのビーム照射や放射性同位体製造のための照射装置
第2照射室 〔第1種管理区域〕	R-5	代理反応測定装置	代理反応研究のための測定装置

3.4 ラジオアイソトープ製造棟の利用

ラジオアイソトープ製造棟では、医療用及び工業用 RI の定常的な製造及び医療用 RI に係る技術開発が行われた。また、原子力人材育成の一環として RI 関連実習に利用された。医療用及び工業用 RI の定常的な製造は、株式会社千代田テクノルが主体となり行われており、JRR-3 で照射し生成した RI のほか、海外の研究炉で照射し生成した RI をラジオアイソトープ製造棟に搬入し試験検査した後、国内に頒布されている。なお、令和 4 年度にラジオアイソトープ製造棟で試験検査し頒布された RI の個数は、 ^{198}Au (AGS) が 1,134 個（うち 695 個は JRR-3 照射により生成）、 ^{192}Ir (RALS) が 392 個、 ^{192}Ir (IHS-1, ISS-1) が 48 個（全て JRR-3 照射により生成）であった。また、工業用 ^{192}Ir の試験照射も実施した。参考として、平成 30 年度から令和 4 年度にかけてのラジオアイソトープ製造棟において試験検査された医療用及び工業用 RI の個数を図 3.4.1 に示す。医療用 RI に係る技術開発は、研究炉技術課による医療用 ^{99}Mo 製造技術開発を継続するとともに、がん治療用 ^{177}Lu の製造開発を開始した。加速器施設で生成した放射化金属亜鉛からの $^{64,67}\text{Cu}$ の分離回収試験に関する QST との連携協力は、令和 4 年度で終了した。また、RI 関連実習は、原子力人材育成センターが主体となり、大学等の実習や放射線取扱主任者講習等の RI 関連実習が行われた。

(千葉 悠介)

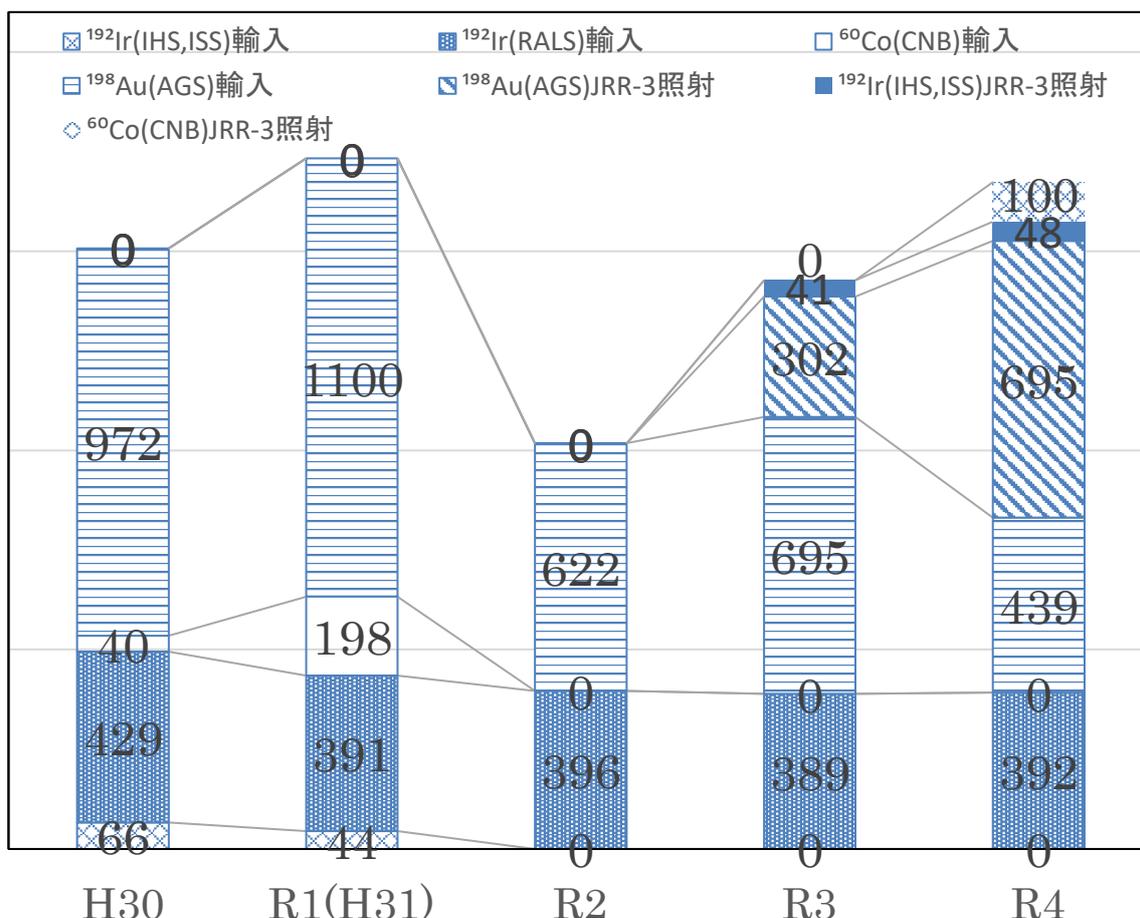


図3.4.1 ラジオアイソトープ製造棟で試験検査したRI個数推移

3.5 トリチウムプロセス研究棟の利用

TPLは、平成28年4月に締結された原子力機構とQSTとの連携協力に係る包括協定及びTPLの利用等に関する協力についての覚書に基づき、QSTによるITERの安全確保上重要な機能を持つトリチウム除去設備の性能確証試験を実施している。TPLは国内唯一の大量トリチウム取扱施設としてトリチウム除去設備の運転実績を有しており、トリチウムを使用したITERトリチウム除去設備の性能確証試験が実施できる施設としてITER機構に認められている。

(1) ITER トリチウム除去設備

ITERは、燃料として水素の放射性同位元素であるトリチウムを使用して運転する。

ITERのトリチウム除去設備は、ITERでトリチウムを取り扱う機器、設備等から排出される気体（廃棄物）からトリチウムを除去する機能を有する。また、事故が発生した場合も、区画の負圧を維持し、他の区画への汚染拡大防止を図り、その区画から排出される気体（空気、不活性ガス、燃焼ガス等）からトリチウムを除去する機能を担っている。

ITERのトリチウム除去設備の原理図を図3.5.1に、従来施設のトリチウム除去設備の構成を図3.5.2に示す。

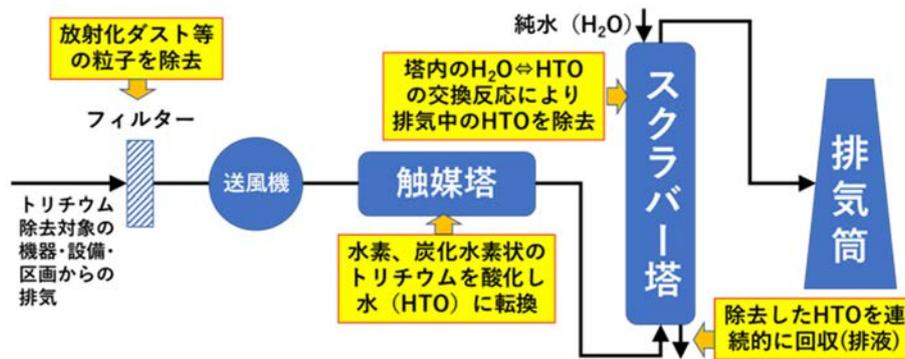


図 3.5.1 ITER トリチウム除去設備の原理

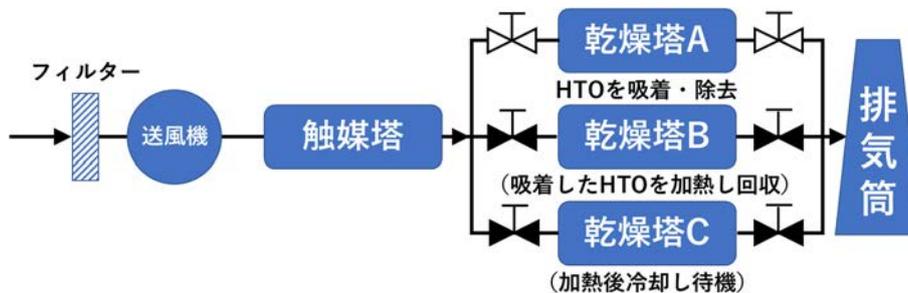


図 3.5.2 従来施設のトリチウム除去設備の構成

従来の乾燥塔方式は水分除去機能に優れているが、水分の吸着容量に上限があるため、長期に使用する場合は必ず再生操作（乾燥塔に吸着した水の脱離回収）が必要であり、万一、再生の際

のバルブ切り替えで誤操作や故障が発生するとトリチウム除去設備全体の機能に影響してしまう。ITER トリチウム除去設備ではスクラバー塔方式を採用することにより、これらの影響がなく設備の信頼性を向上させている。

スクラバー塔は、有害物質を扱う施設でガス洗浄設備として排気に含まれる有害物質を連続的に取り除くために用いられてきた実績を有するが、トリチウムを排気から除去するためにスクラバーの原理を応用することは初めてとなる。このため、ITER で予定する重水素とトリチウムを使った実験の許可に必須な条件として、スクラバー塔を採用したトリチウム除去設備の機能を確認する必要がある。

(2) 性能確認試験

QST により TPL に設置したパイロット規模のスクラバー塔単体でのトリチウム除去性能確認試験は、平成 23 年から実施しており、ITER 工学設計活動において日本が担当したトリチウム除去設備の信頼性評価とスクラバー塔採用の提案が基となっている。

試験に用いるスクラバー塔の規模や試験条件は、ITER 機構と共同で今後の ITER 施設の許認可申請に必要なデータを収集できるよう決められた。

TPL では QST により令和 2 年 9 月から、ITER トリチウム除去設備を模擬したトリチウム除去系統合システム性能確認試験装置の設置工事が開始された。令和 3 年度は、試験装置の設置、配管工事、電気・計装工事が本格的に行われ、TPL 既設設備との接続工事も進められた。試験装置でのトリチウム使用のために必要な技術基準の確認として、耐圧検査、ヘリウムリーク検査等により設計値を満足することが確認された。その後、試験装置の試運転を行い、ITER 機構から要求される試験条件（流量、温度、圧力等）を満足することが確認された。

令和 3 年 12 月に、試験装置用のフードについて放射性同位元素使用施設の変更許可を取得し、TPL 既設の排気設備に連結した。その後、令和 4 年 1 月より令和 4 年 9 月までの期間、トリチウムを使用した ITER トリチウム除去系統合システム性能確認試験を 8 回実施した。試験の結果、ITER の通常運転で想定される条件、また、火災を含む事故の際に想定される条件において必要とされる除去効率（通常運転時：99 %、火災時の事故：90 %）を満たすことが確認された。

ITER の安全確保上重要な機能を持っているトリチウム除去設備の性能確認試験が成功裏に完了し、必要とされる機能を持つことが確認されたことよって、ITER 計画において重要な許認可のためのデータが整備できた。

(山田 正行)

3.6 アウトリーチ活動

研究炉加速器技術部では、JRR-3 やタンデム加速器の利用促進をはじめとして、その成果や業務を広く国民・社会に発信し、社会からの理解増進と信頼確保に努めるため、各種展示会への出展や視察・見学対応等を行っている。

令和 4 年度は、安定運転を維持し研究利用や対外的な活動を積極的に進め、中性子ビーム利用

拡大や一般の方へも研究用原子炉への理解促進を図った。以下に、令和4年度に実施した主なアウトリーチ活動と、視察実績を表 3.6.1 に示す。

【主なアウトリーチ活動】

- ・中性子産業利用報告会 2022 年度（秋葉原コンベンションホール：7/13～7/14）
- ・「JSNS2022」原子力機構ブースでの JRR-3 に係る展示（幕張メッセ：10/26～10/28）

表 3.6.1 令和4年度視察実績（1/2）

日付	施設	視察者	人数（人）
4/19	JRR-3 タンデム加速器	資源エネルギー庁原子力政策課原子力基盤室長	3
5/6	NSRR	国際原子力規制者	11
5/18	JRR-4	文部科学省 原子力課 放射性廃棄物企画室長	3
5/20	JRR-3	財務省主計局文部科学第五係主査	8
5/27	JRR-3、NSRR	原子力規制庁 安全管理調整官	5
6/1	JRR-3、NSRR	中部電力株式会社	6
6/6	JRR-3、NSRR	文部科学省会計課副長	7
6/15	JRR-3	文部科学省研究環境課	5
6/21	JRR-3、NSRR	電気事業連合会	4
7/11	JRR-3	原子力発電環境整備機構	7
7/13	JRR-3	田中英之文部科学副大臣	5
7/22	JRR-3、NSRR	電源開発株式会社等	4
7/27	JRR-3	美浜町副町長	3
8/23	JRR-3	財務省主計局文部科学第五係主査	5
8/24	タンデム加速器 RI 製造棟	文部科学省研究開発局、研究振興局	5
8/29	JRR-3	文科省研究環境課	3
9/2	JRR-3 RI 製造棟	FTEC 株式会社	8
9/13	JRR-3	参議院議員滝波宏文議員	1
10/3	JRR-3	美浜町議員	18
10/14	JRR-3	福島県庁	4
10/17	JRR-3	山本左近文部科学大臣政務官（茨城）	4
10/28	JRR-3	下路健次郎茨城県議会議員	1
11/11	JRR-3 RI 製造棟	FTEC 株式会社	8

表 3.6.1 令和 4 年度視察実績 (2/2)

日付	施設	視察者	人数 (人)
1/20	JRR-3	井出庸生文部科学副大臣	5
2/27	JRR-3	ジョフリー・ショー豪外務貿易省 保障措置・不拡散事務局長	4
3/23	JRR-3	内閣府科学技術・イノベーション推進事 務局統括官	2

(川島 和人)

4. JRR-4 の廃止措置対応

Decommissioning Activity for JRR-4

This is a blank page.

4.1 概況

JRR-4は、平成25年9月26日に策定した「原子力機構改革計画」に基づく事業合理化の一環として、平成27年12月25日に原子炉施設に係る廃止措置計画認可申請を行った。その後、平成29年2月7日に補正申請を行い、平成29年6月7日に認可を受けた。また、平成30年12月25日に未使用燃料搬出期限の変更に伴う廃止措置計画の変更認可を、令和3年6月25日に法令改正に伴う廃止措置計画の変更認可を受けたため、今後廃止措置を進めていく。

4.2 計画

(1) 第1段階（原子炉の機能停止、燃料体搬出及び維持管理の段階）[本廃止措置計画認可後～令和6年度まで]

本廃止措置計画の認可を得た時点で第1段階とし、第1段階では、原子炉の機能停止措置、燃料体搬出及び維持管理を行う。また、非管理区域である実験準備室の解体を令和元年度に実施した。

原子炉の機能停止措置として、制御材を挿入した状態での固定及び制御設備の駆動部の撤去を実施する。なお、制御棒駆動装置は撤去済み及び全ての燃料体が炉心から取り出し済みである。

未使用燃料は令和6年度までに米国エネルギー省（DOE）へ譲渡する計画であったが、令和3年度に全て搬出を完了した。一方、JRR-4の原子炉運転に伴い発生した使用済燃料は、設置許可に基づきJRR-4原子炉施設からJRR-3原子炉施設に平成27年に搬出済みである。

(2) 第2段階（解体撤去段階）[令和7年度～令和18年度まで]

解体撤去工事では、新燃料貯蔵庫等、原子炉建家、排風機室、排気筒、純水製造装置室、廃液貯槽室及び冷却塔並びにこれらの建家内外に設置されている施設・設備を解体撤去し、管理区域を有する施設は汚染の状況等を確認し管理区域を解除したうえで建家を解体する。附属建家は、管理区域内の全ての施設・設備に加え、管理区域外の非常用電源設備及び給気設備を解体撤去し、管理区域解除を実施するが、建家の解体は実施しない。解体後、残存する附属建家及び土地に汚染のないことを確認する。放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場へ引き渡す。放射性廃棄物の放射性廃棄物処理場への引き渡しが出来たことで、JRR-4原子炉施設の共通施設から放射性廃棄物処理場を解除し、放射性廃棄物処理場は、他の原子炉施設の共通施設とする。なお、放射性廃棄物処理場に引き渡した放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場が管理する。廃止措置を終了した後、廃止措置の終了の確認を受ける。

なお、第2段階に入るまでに、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更の認可を受ける。

4.3 令和4年度の実績

JRR-4の廃止措置の対応実績としては、コンクリートの試料採取及び分析を行った。

(1) コンクリートの試料採取及び分析

解体撤去で発生する廃棄物を事前に評価する必要があることから、物量が比較的多いプール壁の普通コンクリートの試料採取及び蛍光X線による分析を行った。

4.4 放射線管理

(1) 概要

令和 4 年度に実施された放射線作業において、いずれの作業も適切な放射線管理が行われ、作業員の異常な被ばく及び身体汚染はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を表 4.4.1 に示す。

(3) 実効線量

JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量を表 4.4.2 に示す。

表 4.4.1 JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度

核種	放射性塵埃	放射性廃液		
	^{60}Co	^{60}Co	^{137}Cs	^3H
年間放出量 (Bq/y)	0	—	—	5.9×10^6
年間平均 濃度 (Bq/cm ³)	$< 2.0 \times 10^{-9}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	$< 7.7 \times 10^{-2}$

表 4.4.2 JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務 従事者数 (人)	7	6	22	6	23
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：OSL バッジ)

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1 人として算出

4.5 水・ガス管理

重水の計量管理

令和 4 年度末における装荷重水量は、14.18 kg (100 %重水量) であった。

4.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

JRR-4 の使用済燃料貯蔵施設におけるプールの水質は、導電率が $1.12 \mu\text{S}/\text{cm} \sim 1.45 \mu\text{S}/\text{cm}$ 、水素イオン濃度指数 (pH) が $5.64 \sim 6.29$ であり、年間を通して、維持管理基準値 (導電率: $10 \mu\text{S}/\text{cm}$ 以下、pH: $5.5 \sim 7.0$) を満足していた。

(助川 正典)

4.7 主な技術的事項

4.7.1 JRR-4 の廃止措置に伴う制御棒の線量率測定

(1) 背景

JRR-4 廃止措置の本格解体を実施する前段階として、解体対象物の線量当量率を正確に把握することは、放射線防護、解体方法検討等の観点から重要である。そのため、比較的高線量であることが想定される旧制御棒の 5 本 (C1~C5) の線量当量率の測定を実施した。

(2) 測定対象

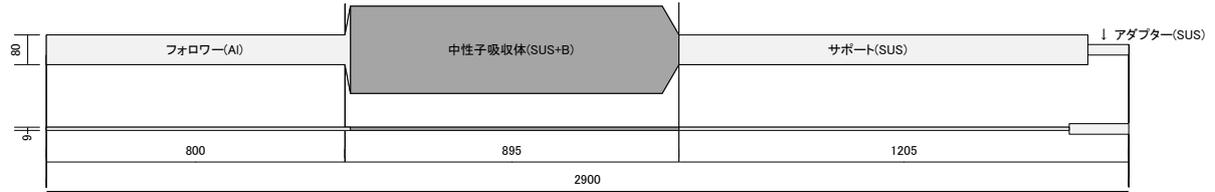
旧制御棒の詳細図を図 4.7.1 に示す。また、炉心断面図を図 4.7.2 に示す。本測定の対象旧制御棒は、粗調整安全棒である C1~C4、微調整棒である C5 で構成される。粗調整安全棒は長さ約 3 m の中央部が拡大している直方体で、主に上部のサポート、中央部の中性子吸収体及び下部のフォロワから構成される。一方、微調整棒は、長さ約 2 m のほぼ直方体構造で、主に上部のサポート及び下部の中性子吸収体から構成される。本測定では、放射化しやすい SUS 部であり、かつ中性子照射量が多い中性子吸収体を中心に 10 cm ごとに表面の線量率測定を実施した。

(3) 測定作業状況

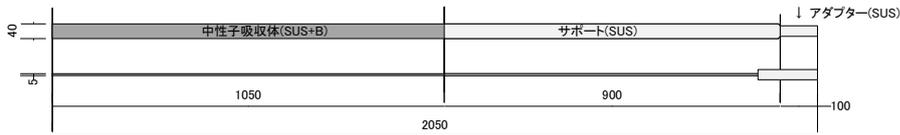
測定作業写真を写真 4.7.1 に示す。旧制御棒は、高線量であることが予想されたため、炉心で使用後、これまで一度も水中から取り出したことがなかった。そのため、測定は旧制御棒をプール水中でプール壁に垂直に設置し、トングに固定した線量計を旧制御棒に近づけて実施した。線量計は、水中でかつ高線量を測定できる広帯域 γ 線サーベイメータを使用した。

(4) 測定作業及び測定結果

C1~C4 及び C5 の測定結果を図 4.7.3 及び図 4.7.4 に示す。その結果、C3 を除くほとんどの旧制御棒が中性子吸収体の下端部において最大となり、最大値は、C1~C4 についてそれぞれ $565 \text{ mSv}/\text{h}$ 、 $581 \text{ mSv}/\text{h}$ 、 $421 \text{ mSv}/\text{h}$ 、 $660 \text{ mSv}/\text{h}$ であった。また C5 は $7.5 \text{ mSv}/\text{h}$ であった。測定結果より、C1~C5 の全てにおいて、下端部から上部に行くほど、線量率が低くなることが分かった。これは、原子炉運転中、炉心中心部にもっとも近い下端部のボロンが中性子をよく吸収しているため、上部にまで中性子があまり届かずほとんど放射化していないためである。



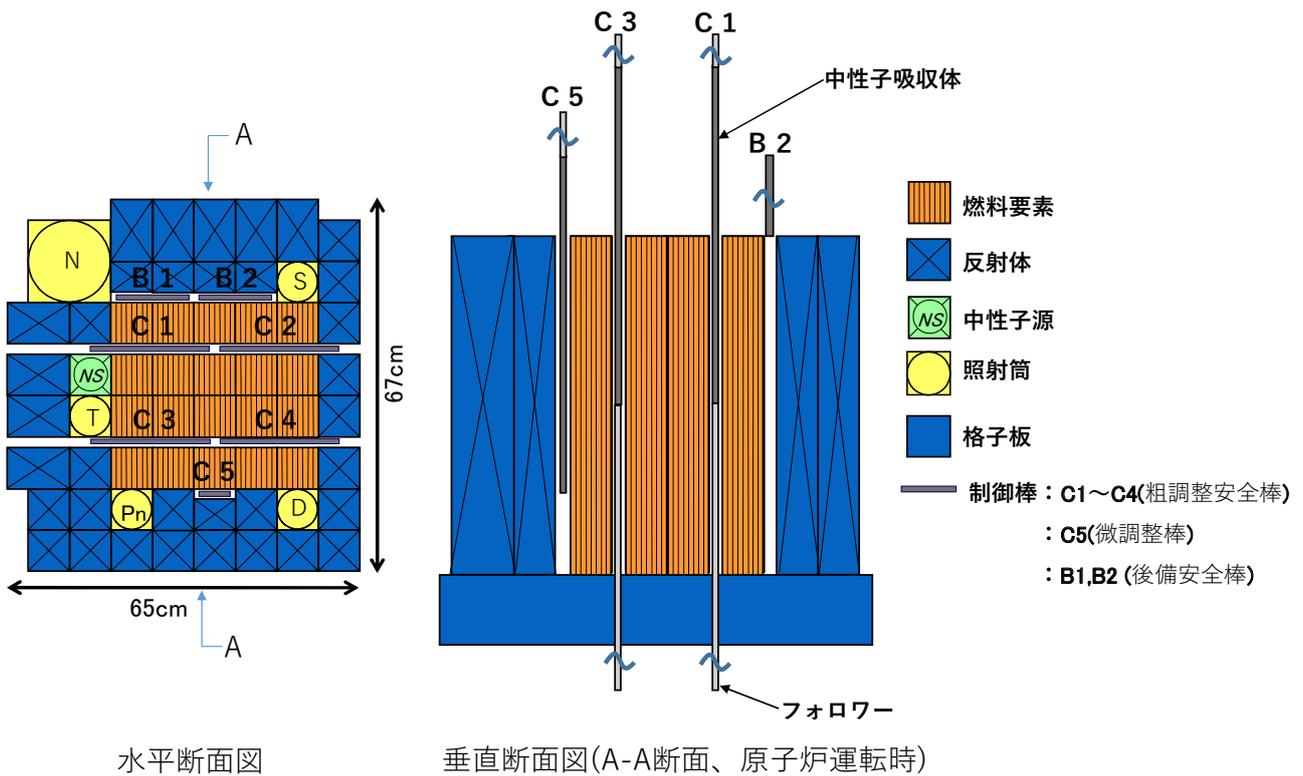
粗調整安全棒(C1~C4)



微調整棒(C5)

単位[mm]

図 4.7.1 旧制御棒の詳細図



水平断面図

垂直断面図(A-A断面、原子炉運転時)

図 4.7.2 炉心断面図



写真 4.7.1 測定作業写真

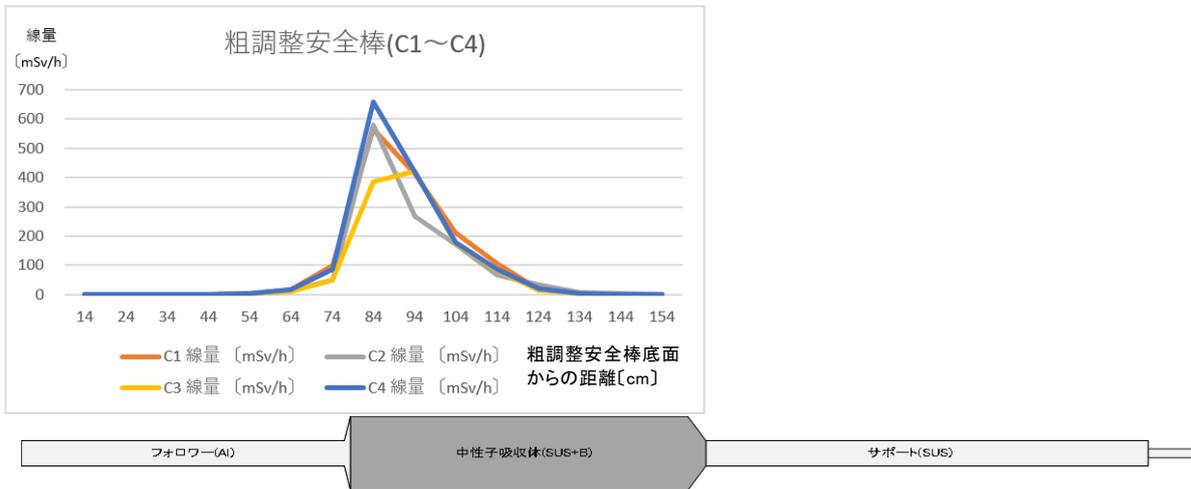


図 4.7.3 旧制御棒（粗調整棒 C1~C4）の測定結果
（グラフ横軸と制御棒は同じ縮尺としている。）

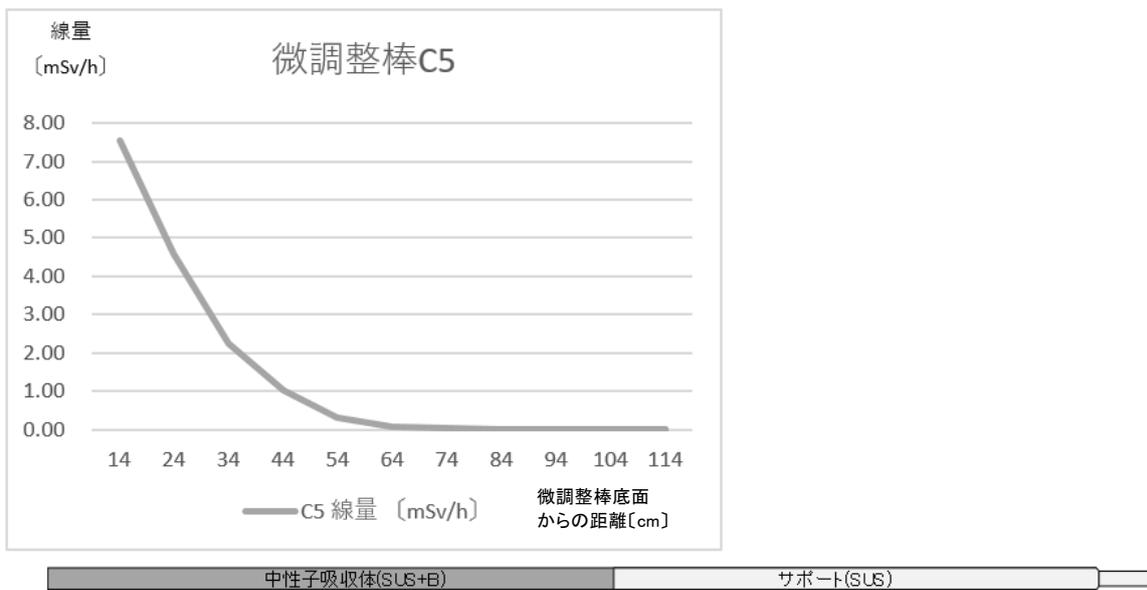


図 4.7.4 旧制御棒（微調整棒 C5）の測定結果
（グラフ横軸と制御棒は同じ縮尺としている。）

5. 国際協力・人材育成

International Cooperation and Human Resources Development

This is a blank page.

5.1 国際協力

5.1.1 SSAC トレーニング

JRR-4 管理課が IAEA からの依頼を受け、演習を実施した。本演習の目的は、核物質の転用や悪用を防ぐ観点から作成する Design Information Questioner (DIQ) の作成方法を理解することにある。なお、施設の目的、燃料の種類、核物質移動の流れ、核物質の移動方法、冷却システム等を中心に説明を行った。

(助川 正典)

5.2 人材育成

5.2.1 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）

原子力機構は東京大学と包括的連携協力協定を締結しており、原子力機構として東京大学の原子力人材育成に協力している。このうち専門職大学院における「原子炉管理実習」及び「研究炉炉物理実習」を NSRR において実施している。令和 4 年度は、「原子炉管理実習」を 8 月 30 日、31 日の 2 日間、「研究炉炉物理実習」を 9 月 28 日、29 日の 2 日間実施し、各実習 15 名ずつ受け入れた。

(求 惟子)

5.2.2 夏期休暇実習生

加速器管理課において、「重イオンビーム生成法の開発に係る実習」のテーマで、9 月 5 日から 9 月 16 日の 10 日間で 2 名（北海道大学及び長野工業高等専門学校）、9 月 26 日から 9 月 30 日の 5 日間で 1 名（筑波大学）の学生を受け入れて実習を実施した。実習内容は、イオン源及び加速器を運転し、負イオンの生成試験と加速器入り口までのビーム輸送などを通じて加速器に関する基礎的な事柄についての体験学習するものである。実習期間中に J-PARC や JRR-3 などの施設見学を実施した。

5.2.3 国際原子力人材育成イニシアティブ事業への協力

令和 2 年度「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」において、北海道大学を代表機関として「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築」の事業が採択された。この実験実習として、「重イオン核融合反応実験 -超重元素の合成方法を学ぶ-」と題した重イオン加速器を用いた核データ工学実験を実施した。実習は令和 4 年 10 月 25 日から 10 月 28 日の 4 日間で、近畿大学、東京都市大学及び北海道大学の 8 名の学生を受け入れて実施し、うち 1 日は J-PARC、JRR-3 の施設見学を行った。

(松田 誠)

This is a blank page.

6. 研究炉加速器技術部の安全管理

Safety Administration for Department of Research Reactor and
Tandem Accelerator

This is a blank page.

研究炉加速器技術部の安全管理は、各課で行う課安全衛生会議のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を組織して行っている。また、共同利用建家では、建家安全衛生連絡協議会により、安全管理の調整を図っている。

部内安全審査会は、部長の諮問機関として、原子炉施設及び使用施設等の設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更等に関すること、核燃料物質等の事業所外運搬に用いる輸送容器の設計・開発、製作、取扱い及び保守に関すること、その他部長が指示した事項に関することについて、令和4年度において17回開催され、80項目について審査を行った。

部安全衛生会議では、四半期ごとに実施する部長による部内安全衛生パトロールの結果について周知し、改善等の指示を行うとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

6.1 研究炉加速器技術部の安全管理体制

研究炉加速器技術部の安全管理は、各課で行われているほか、部内において以下の管理体制で行われた。

(1) 研究炉加速器技術部内安全審査会組織

部内安全審査会は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に基づく安全審査機関として、また、原子力科学研究所品質保証計画に基づく品質保証審査機関として、原子炉施設及び使用施設等の設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更等に関すること、原子炉施設及び使用施設等の運転に伴う問題に関すること、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関すること、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関すること、核燃料物質等の事業所外運搬に用いる輸送容器の設計・開発、製作、取扱い及び保守に関すること、その他部長が指示した事項に関することについて安全審査を行う組織である。図 6.1.1 に組織図を示す。

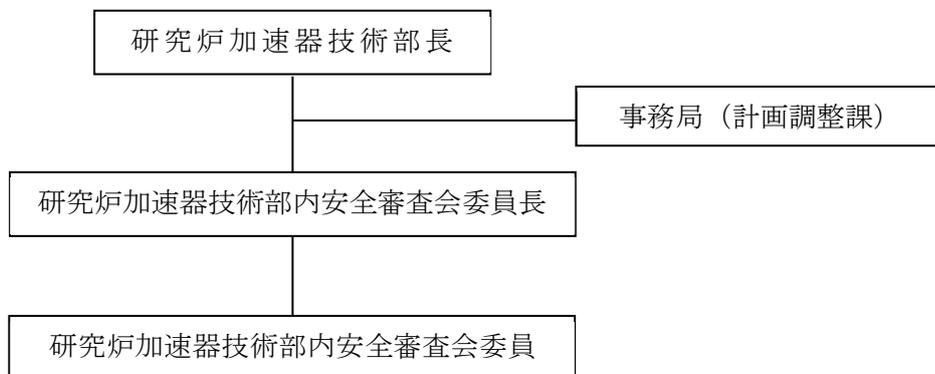


図 6.1.1 研究炉加速器技術部内安全審査会組織

(2) 研究炉加速器技術部内安全衛生管理組織

部内安全衛生管理組織は、原子力科学研究所安全衛生管理規則に基づき、部内及び建家の安全衛生管理の実施、職場の巡視点検、安全衛生、教育訓練等に関する計画及び実施を行う。図 6.1.2 に組織図を示す。

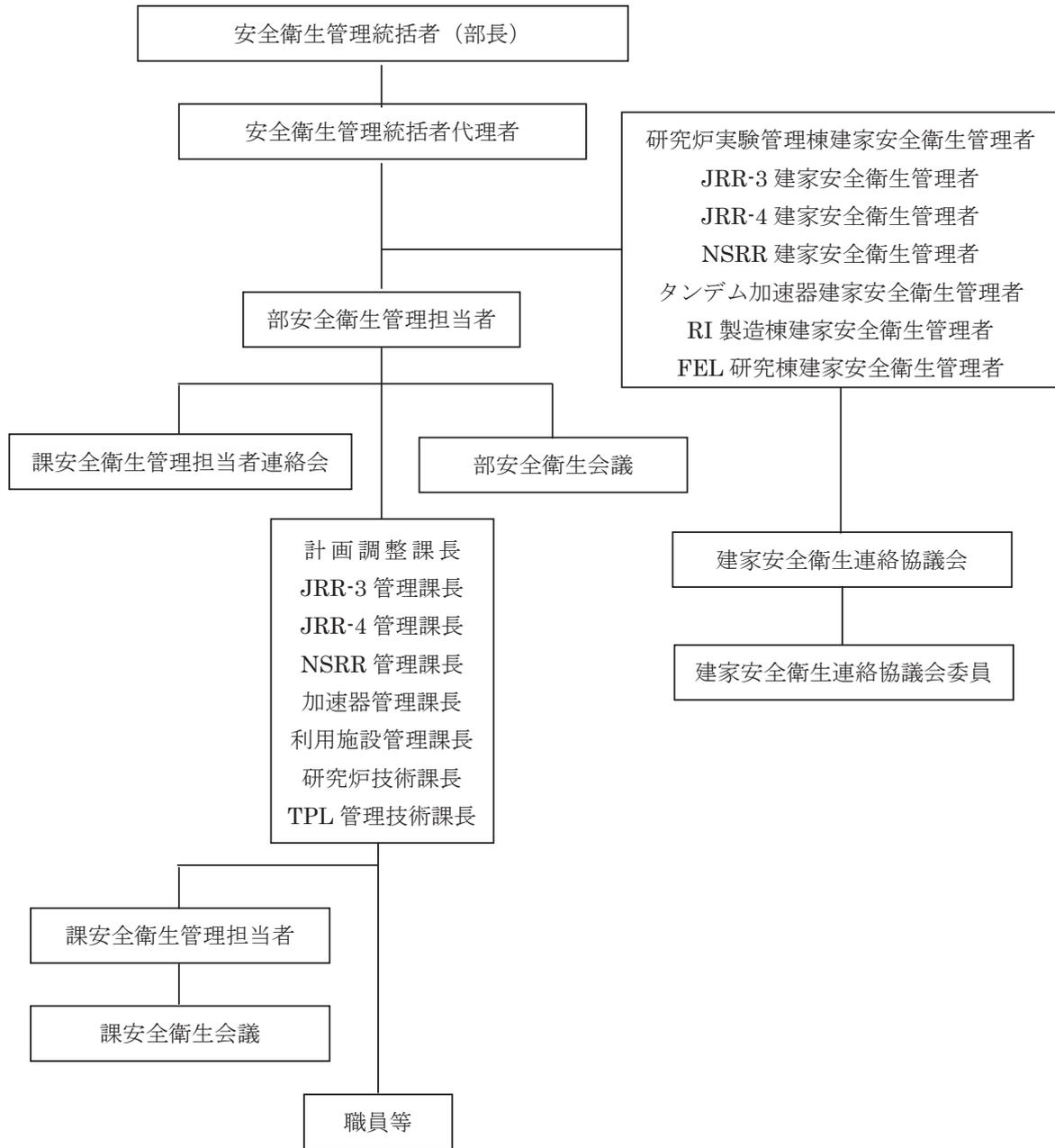


図 6.1.2 研究炉加速器技術部内安全衛生管理組織

6.2 安全審査・安全巡視

(1) 研究炉加速器技術部内安全審査会

令和4年度における部内安全審査会の開催状況及び安全審査状況は、次のとおりである。

開催日	審査事項
令和4年4月19日 (第1回)	1. 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領の改正について
令和4年5月17日 (第2回)	1. 施設管理の有効性評価について (JRR-4 原子炉施設) 2. 施設管理の有効性評価について (JRR-4 使用施設) 3. 使用済燃料輸送容器 (JRC-80Y-20T 型) の設計承認申請について 4. 定期事業者検査にかかる自主検査の実施体制について 5. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領の一部改定について 6. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領 (核燃料物質の事業所外運搬) の一部改定について
令和4年6月24日 (第3回)	1. 研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領の一部改定について 2. 研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領の一部改定について 3. 研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領 (核燃料物質等の事業所外運搬) の一部改定について
令和4年7月15日 (第4回)	1. JRR-3 の中性子散乱実験用貯蔵箱に係る使用前確認申請 (変更) について 2. JRR-4 の保安規定変更に伴う要領の改定について 3. 放射性同位元素の許可使用に係る変更許可申請 (トリチウムプロセス研究棟) について
令和4年7月19日 (第5回)	1. JRR-3 本体施設運転手引の一部変更について 2. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部変更について 3. JRR-4 管理手引の一部変更について 4. JRR-4 使用施設等本体施設使用手引の一部変更について 5. NSRR 本体施設運転手引の一部変更について 6. NSRR 本体施設使用手引の一部変更について 7. JRR-3 利用施設運転手引の一部変更について 8. JRR-4 利用施設管理手引の一部変更について 9. 研究炉加速器技術施設管理対応要領の策定について
令和4年8月18日 (第6回)	1. 核燃料輸送物設計承認申請の一部補正について (JRC-80Y-20T 型輸送容器)
令和4年9月21日 (第7回)	1. 研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領の一部改正について

開催日	審査事項
令和4年9月30日 (第8回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 廃止措置実施方針の変更について (JRR-3 原子炉施設) 2. 廃止措置実施方針の変更について (JRR-3 核燃料物質使用施設) 3. 廃止措置実施方針の変更について (JRR-4 原子炉施設) 4. 廃止措置実施方針の変更について (JRR-4 核燃料物質使用施設) 5. 廃止措置実施方針の変更について (NSRR 原子炉施設) 6. 廃止措置実施方針の変更について (NSRR 核燃料物質使用施設) 7. 廃止措置実施方針の変更について (RI 製造棟核燃料物質使用施設) 8. 廃止措置実施方針の変更について (タンデム加速器建家核燃料物質使用施設) 9. 廃止措置実施方針の変更について (JRR-1 核燃料物質使用施設) 10. 廃止措置実施方針の変更について (TPL 核燃料物質使用施設)
令和4年10月17日 (第9回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設の施設管理実施計画の一部改定について 2. JRR-3 使用施設の施設管理実施計画の一部改定について 3. JRR-4 原子炉施設の施設管理実施計画の一部改定について 4. JRR-4 使用施設の施設管理実施計画の一部改定について 5. NSRR 原子炉施設の施設管理実施計画の一部改定について 6. NSRR 使用施設の施設管理実施計画の一部改定について 7. 研究炉加速器技術部通報連絡基準の一部改正について 8. キャプセル設計書について－非標準キャプセル (VTR-176 から 179)
令和4年11月4日 (第10回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設の設備保全整理表、検査要否整理表の一部改定について 2. JRR-3 原子炉施設の保全有効性評価について (JRR-3 管理課、利用施設管理課、研究炉技術課) 3. JRR-3 使用施設等の保全有効性評価について (JRR-3 管理課、利用施設管理課、研究炉技術課) 4. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改定について
令和4年12月14日 (第11回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 原子炉施設及び使用施設等の検査要否整理表及び設備保全整理表の一部改定について 2. JRR-4 原子炉施設保全有効性評価について 3. JRR-4 使用施設保全有効性評価について 4. NSRR 原子炉施設保全有効性評価について 5. NSRR 使用施設保全有効性評価について 6. NSRR 原子炉施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の改定について 7. NSRR 使用施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の改定につ

開催日	審査事項
	<p>いて</p> <ol style="list-style-type: none"> 8. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について 9. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 10. 研究炉加速器技術部防火・防災管理要領の一部改正について 11. JRR-3 利用施設運転手引の一部変更について
<p>令和5年1月17日 (第12回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 大型格子タンパク質単結晶用中性子解析装置(C1-3)の設置について
<p>令和5年1月31日 (第13回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設の施設管理の有効性評価について 2. JRR-3 使用施設の施設管理の有効性評価について 3. NSRR 原子炉施設の施設管理の有効性評価について 4. NSRR 使用施設の施設管理の有効性評価について
<p>令和5年2月7日 (第14回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 少量核燃料使用施設の施設管理実施計画(設備保全整理表含む)の一部改定について 2. JRR-3 の中性子散乱実験用貯蔵箱に係る使用前確認申請(変更)について
<p>令和5年2月20日 (第15回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 使用済燃料輸送容器管理手引(JRC-80Y-20T型)の一部改正について 2. レーザー機器取扱作業マニュアル(TPL 管理技術課)の一部改正について 3. 研究炉加速器技術部防火・防災管理要領の一部改正について 4. 研究炉加速器技術部施設管理対応要領の制定について 5. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領の一部改定について 6. 研究炉加速器技術部の業務の計画及び実施に関する要領の一部改定について
<p>令和5年3月15日 (第16回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 管理手引の一部改正について 2. JRR-4 原子炉施設の施設管理実施計画及び検査要否整理表、設備保全整理表の一部改定について 3. 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領の一部改正について 4. JRR-4 利用施設管理手引の廃止について 5. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領の一部改正について 6. 研究炉加速器技術部防火・防災管理要領の一部改正について 7. 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領の一部改定について
<p>令和5年3月22日 (第17回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 管理手引の一部改正について 2. 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領の一部改正について 3. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル(ラジオアイソトープ製造棟)の一部改定について

(2) 安全衛生パトロール

令和4年度における部内の安全衛生パトロールは、次のとおり実施された。

1) 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

2) 課長による安全衛生パトロール

課ごとに毎月実施した。

3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

研究炉実験管理棟建家、JRR-3 建家、JRR-4 建家、NSRR 建家、タンデム加速器建家、RI 製造棟及び FEL 研究棟の建家安全衛生管理者による安全衛生パトロールは、四半期ごとに実施した。

6.3 訓練

(1) 研究炉加速器技術部が実施した保安教育訓練

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
令和4年11月29日	消火訓練	消火器・消火栓を使用した消火訓練を実施した。	176名
令和4年11月30日			132名

(川島 和人)

7. あとがき

Postscript

This is a blank page.

あとがき

本報告書は、研究炉加速器技術部各課、放射線管理第1課及び放射線管理第2課の関係者が令和4年度の活動について分担執筆し、研究炉加速器技術部年報編集委員会で編集したものです。関係者の協力を深く感謝します。

令和6年3月 編集委員長

研究炉加速器技術部年報編集委員会メンバー

委員長	松田 誠	(研究炉加速器技術部)
委員	馬場 亮太	(JRR-3 管理課)
	助川 正典	(JRR-4 管理課)
	安掛 寿紀	(NSRR 管理課)
	松井 泰	(加速器管理課)
	坂田 茉美	(利用施設管理課)
	中田 陸斗	(研究炉技術課)
	山田 正行	(TPL 管理技術課)
事務局	川島 和人	(計画調整課)

This is a blank page.

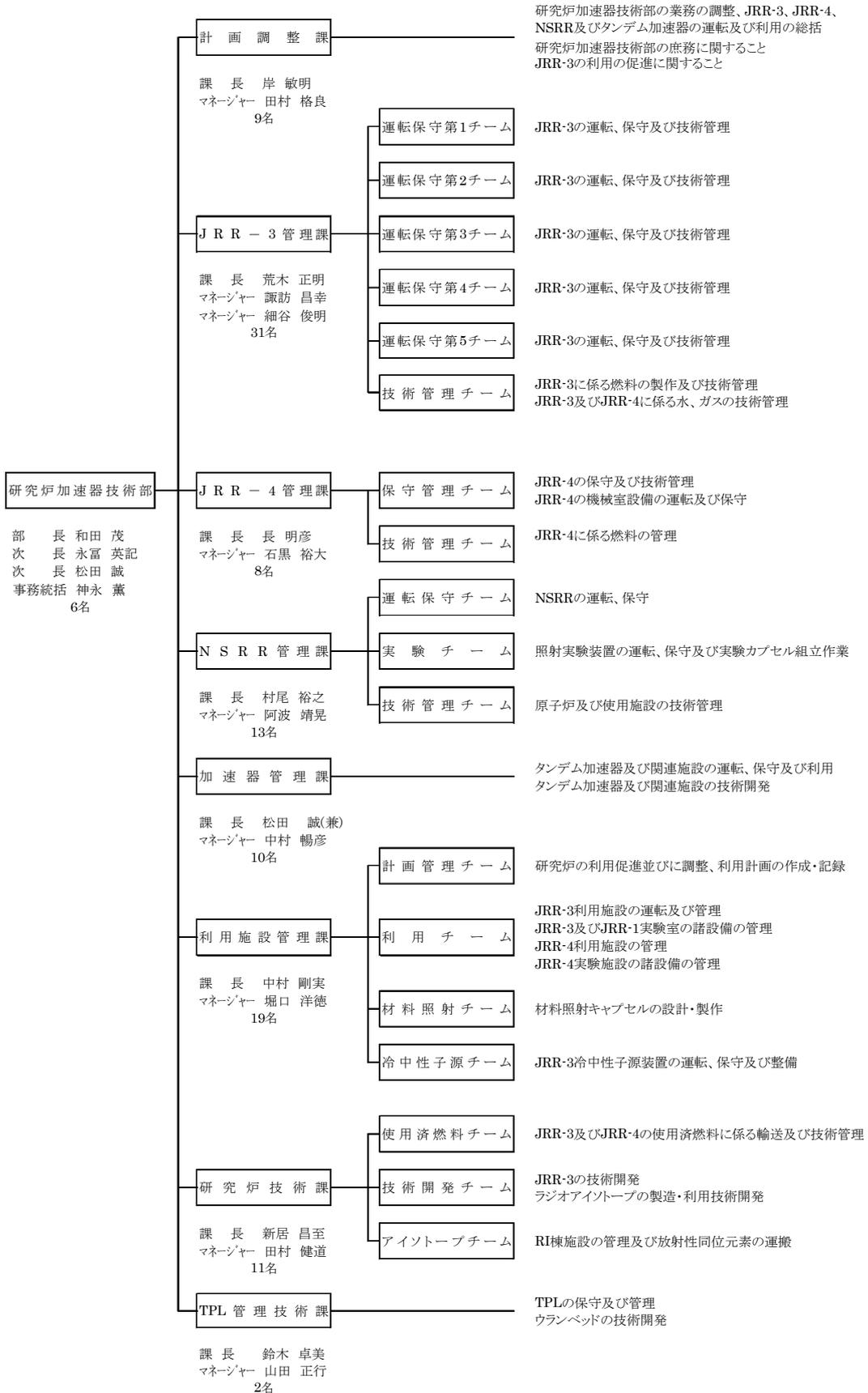
付録

Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉加速器技術部の組織と業務

令和5年3月31日現在



付録2 JAEA-Research 等一覧

	標題 / 著者 / レポート No.
1	<u>JRR-3 プロセス制御計算機システムの段階的な更新</u> 井坂 浩二, 諏訪 昌幸, 木村 和也, 鈴木 真琴, 池亀 吉則, 永富 英記 JAEA-Technology 2021-039
2	<u>JRR-3 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の耐震評価</u> 菊地 将宣, 川村 奨, 細谷 俊明 JAEA-Technology 2021-040
3	<u>時刻歴応答解析を用いた JRR-3 の制御棒（中性子吸収体及びフォロワ型燃料要素）の地震時の挿入性の検討</u> 川村 奨, 菊地 将宣, 細谷 俊明 JAEA-Technology 2021-041
4	<u>JRR-3 1 次冷却材熱交換器の開放点検</u> 宇野 裕基, 大内 靖弘, 大内 諭, 馬場 亮太, 菊地 将宣, 川又 諭 JAEA-Technology 2021-046
5	<u>JRR-3 原子炉施設における内部溢水影響評価</u> 徳永 翔, 井口 晋太郎, 川村 奨, 平根 伸彦 JAEA-Technology 2022-004
6	<u>連続エネルギーモンテカルロコード MVP と JENDL-5 による TRIGA 型原子炉体系の臨界ベンチマーク解析</u> 柳澤 宏司, 梅田 幹, 求 惟子, 村尾 裕之 JAEA-Technology 2022-030
7	<u>原子力機構-東海タンデム加速器の発電用回転シャフト装置における軸受ユニットの開発</u> 乙川 義憲, 松田 誠, 阿部 信市 JAEA-Technology 2022-037
8	<u>第 34 回「タンデム加速器及びその周辺技術の研究会」報告集</u> 加速器管理課 JAEA-Conf 2022-002
9	<u>令和元年度研究炉加速器技術部年報(JRR-3, JRR-4, NSRR, タンデム加速器, RI 製造棟及びトリチウムプロセス研究棟の運転、利用及び技術開発)</u> 研究炉加速器技術部 JAEA-Review 2022-064
10	<u>令和 2 年度研究炉加速器技術部年報(JRR-3, JRR-4, NSRR, タンデム加速器, ラジオアイソトープ製造棟及びトリチウムプロセス研究棟の運転, 利用及び技術開発)</u> 研究炉加速器技術部 JAEA-Review 2022-075

付録3 口頭発表一覧

	標題 / 発表者 / 発表会議名 (発表年月)
1	<p><u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u> 石崎 暢洋, 松田 誠, 中村 暢彦, 株本 裕史, 沓掛 健一, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市 第34回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (2022/07)</p>
2	<p><u>東海タンデム 40 年のあゆみ</u> 松田 誠 第34回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (2022/07)</p>
3	<p><u>研究用原子炉 JRR-3 における長期停止中に蓄積する可燃性毒物の影響について</u> 木場 知将, 細谷 俊明, 堀口 洋徳 日本原子力学会 2022 年秋の大会 (2022/09)</p>
4	<p><u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u> 株本 裕史, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 沓掛 健一, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市 第19回日本加速器学会年会 (2022/10)</p>
5	<p><u>1/4 波長型超伝導空洞の内面電解研磨の実施報告 (2)</u> 仁井 啓介, 井田 義明, 上田 英貴, 山口 隆宣, 株本 裕史, 神谷 潤一郎, 近藤 恭弘, 田村 潤, 原田 寛之, 松井 泰, 松田 誠 第19回日本加速器学会年会 (2022/10)</p>
6	<p><u>J-PARC 重イオン計画におけるリニアックラティスの設計検討</u> 守屋 克洋, 原田 寛之, 近藤 恭弘, 田村 潤, 神谷 潤一郎, 不破 康裕, 松田 誠, 株本 裕史, 金正 倫計, 小栗 英知 2022 年度ビーム物理研究会・若手の会 (2023/03)</p>

付録4 外部投稿論文一覧

	標題 / 著者 / 発表誌名等
1	<p><u>原子力機構－東海タンデム加速器の現状</u> 株本 裕史, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 沓掛 健一, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市 Proceedings of the 19th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan, October 18 - 21, 2022, Online (Kyushu University), pp.1109-1113, 2023/01</p>
2	<p><u>1/4 波長型超伝導空洞の内面電解研磨の実施報告 (2)</u> 仁井 啓介, 井田 義明, 上田 英貴, 山口 隆宣, 株本 裕史, 神谷 潤一郎, 近藤 恭弘, 田村 潤, 原田 寛之, 松井 泰, 松田 誠 Proceedings of the 19th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan, October 18 - 21, 2022, Online (Kyushu University), pp.601-604, 2023/01</p>
3	<p><u>原子力機構・東海タンデム加速器の現状</u> 石崎 暢洋, 松田 誠, 中村 暢彦, 株本 裕史, 沓掛 健一, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市 第34回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集 (JAEA-Conf 2022-002, pp.5-10)</p>
4	<p><u>東海タンデム 40 年のあゆみ</u> 松田 誠 第34回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集 (JAEA-Conf 2022-002, pp.103-110)</p>

付録 5 官庁許認可等一覧

施設	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等					
	申請	年月日 番 号								
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第 L22 次) の製作	変更	年月日 番 号			平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 007				
						平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 012				
						平成 23 年 10 月 31 日 23 原機 (科研) 028				
						平成 24 年 3 月 6 日 23 原機 (科研) 044				
						平成 24 年 9 月 11 日 24 原機 (科研) 005				
						平成 25 年 5 月 31 日 25 原機 (科研) 001				
						平成 25 年 6 月 18 日 25 原機 (科研) 012				
						平成 26 年 4 月 22 日 26 原機 (科研) 003				
						平成 27 年 4 月 23 日 27 原機 (科研) 006				
						平成 30 年 11 月 30 日 30 原機 (科研) 013				
						令和 4 年 4 月 20 日 令 04 原機(科研)007				
						認可 合格	年月日 番 号			—
						反応度制御盤の一部 更新	申請	年月日 番 号		
	平成 31 年 4 月 22 日 31 原機 (科研) 005	令和 4 年 2 月 4 日 令 03 原機(科研)025								
変更	年月日 番 号				令和 4 年 3 月 30 日 令 03 原機(科研)027					
					令和 4 年 4 月 6 日 令 04 原機(科研)002					
認可 合格	年月日 番 号			令和元年 6 月 3 日 原規規発第 1906034 号	令和 4 年 4 月 20 日 原規規発第 2204201 号					

施設	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等
	申請	年月日 番号			
	中性子散乱実験用貯蔵箱	申請	年月日 番号		令和3年4月28日 令03原機(科研)002
		変更	年月日 番号		令和3年6月14日 令03原機(科研)004
					令和4年4月7日 令04原機(科研)003
					令和4年8月12日 令04原機(科研)011
					令和4年9月6日 令04原機(科研)012
					令和4年9月29日 令04原機(科研)015
					令和5年2月28日 令04原機(科研)024
					令和5年3月17日 令04原機(科研)025
認可 合格	年月日 番号				
NSRR	I-T型大気圧水カプセルの製作	申請	年月日 番号	令和3年3月10日 令02原機(科研)026	令和3年9月6日 令03原機(科研)006
		変更	年月日 番号		令和4年4月1日 令04原機(科研)001
		認可 合格	年月日 番号	令和3年7月13日 原規規発第2107131号	令和4年4月11日 原規規発第2204111号
TPL	許可使用に係る変更 許可申請	申請	年月日 番号	令和4年9月27日 令04原機(科保)084	
		変更	年月日 番号		
		許可	年月日 番号		

付録6 表彰、特許

[表彰]

・令和4年度理事長表彰

業務品質改善賞

「JRR-3 冷中性子ビームの品質改善」

受賞者	利用施設管理課	中村	剛実
	利用施設管理課	山口	淳史
	利用施設管理課	市村	俊幸
	利用施設管理課	坂田	茉美
	利用施設管理課	岡田	祐次
	利用施設管理課	伊藤	剛人
	利用施設管理課	牛島	寛章
	利用施設管理課	加藤	朝香
	利用施設管理課	光井	研人
	利用施設管理課	笹島	文雄
	研究炉加速器技術部	加藤	友章
	JRR-4 管理課	市村	茂樹
	JRR-4 管理課	羽沢	知也
	工務第2課	永堀	和久
	JFE テクノス株式会社	後藤	英昭
	JFE テクノス株式会社	米川	敬之
	JFE テクノス株式会社	大杉	裕一
	株式会社ジック	池田	裕司
	原子力エンジニアリング株式会社	川和	賢一
	原子力エンジニアリング株式会社	高橋	俊行
	一般財団法人放射線利用振興協会	沼田	克彦
	一般財団法人放射線利用振興協会	石川	靖志
	一般財団法人放射線利用振興協会	高橋	明
	理工科学株式会社	関谷	祐二
	階層構造研究グループ	熊田	高之
	階層構造研究グループ	元川	竜平
	階層構造研究グループ	大場	洋次郎
	強相関材料物性研究グループ	金子	耕士
	強相関材料物性研究グループ	山内	宏樹
	強相関材料物性研究グループ	樹神	克明
	強相関材料物性研究グループ	下条	豊
	強相関材料物性研究グループ	佐々木	未来
	中性子材料解析研究ディビジョン	長壁	豊隆

階層構造研究グループ 諸岡 聡
階層構造研究グループ 栗田 圭輔
※所属は表彰当時

模範賞

「研究用原子炉 JRR-3 バーチャルツアーの完遂」

受賞者 計画調整課 吉田 慎太郎
法務・文書課 横須賀 絵里
JRR-3 管理課 荒木 正明
JRR-3 管理課 諏訪 昌幸
品質保証課 福島 学
JRR-3 管理課 車田 修
JRR-3 管理課 平根 伸彦
JRR-3 管理課 宇野 裕基
研究炉加速器技術部 松江 秀明
研究炉加速器技術部 神永 薫
オープンイノベーション推進課 阿部 一英
能力構築国際支援室 関根 恵
能力構築国際支援室 助川 秀敏
核不拡散・核セキュリティ総合支援センター 井上 尚子
※所属は表彰当時

受賞年月日 令和 4 年 10 月 17 日

・令和 4 年度所長表彰

模範賞

「JRR-3 原子炉施設の 4 サイクル施設供用運転の完遂」

受賞者 JRR-3 管理課 荒木 正明
JRR-3 管理課 諏訪 昌幸
JRR-3 管理課 福島 学
JRR-3 管理課 細谷 俊明
JRR-3 管理課 車田 修
JRR-3 管理課 川又 諭
JRR-3 管理課 菊地 将宣
JRR-3 管理課 飯塚 由伸
JRR-3 管理課 小林 健一
JRR-3 管理課 宇野 裕基

JRR-3 管理課 岩浅 正浩
JRR-3 管理課 徳永 翔
JRR-3 管理課 木村 周哉
JRR-3 管理課 平根 伸彦
JRR-3 管理課 今橋 正樹
JRR-3 管理課 田口 祐司
JRR-3 管理課 馬場 亮太
JRR-3 管理課 木場 知将
JRR-3 管理課 石崎 勝彦
JRR-3 管理課 木村 和也
JRR-3 管理課 鈴木 真琴
JRR-3 管理課 永井 晴己
JRR-3 管理課 川島 和人
JRR-3 管理課 山田 佑典
JRR-3 管理課 吉田 大樹
JRR-3 管理課 井口 晋太郎
JRR-3 管理課 大内 諭
JRR-3 管理課 川村 奨
JRR-3 管理課 堀口 洋徳
計画管理部 木名瀬 政美
工務第1課 小澤 隆志
工務第1課 佐藤 丈紀
工務第1課 小室 晶
工務第1課 蛭田 忠仁
工務第1課 金田 泰祐
工務第1課 品川 風如
工務第1課 松浦 匠吾
放射線管理第1課 山外 功太郎
放射線管理第1課 高宮 圭
放射線管理第1課 石井 雅人
放射線管理第1課 大石 皓平

模範賞

「JRR-3、JRR-4 使用済燃料及び JRR-4 未使用燃料の対米輸送の完遂」

受賞者 研究炉技術課 新居 昌至
研究炉技術課 田村 健道
研究炉技術課 国府田 信之
研究炉技術課 本橋 純

JRR-4 管理課 岸 敏明
JRR-4 管理課 大山 光樹
JRR-4 管理課 石黒 裕大
JRR-4 管理課 加藤 友章
研究炉技術課 津村 貴史
研究炉技術課 中田 陸斗
研究炉技術課 永井 雅己
研究炉技術課 大串 一雄
JRR-4 管理課 根本 勉
JRR-4 管理課 助川 正典
JRR-4 管理課 鈴木 清彦
放射線管理第1課 山外 功太郎
放射線管理第1課 高宮 圭
放射線管理第1課 石井 雅人
放射線管理第1課 大石 皓平
放射線管理第1課 篠塚 友輝
JRR-4 管理課 根本 吉則
JRR-4 管理課 羽沢 知也
研究炉加速器技術部 神永 薫
計画調整課 松江 秀明
計画調整課 田村 格良
計画調整課 小林 淳子
計画調整課 吉田 慎太郎
計画調整課 大原 明日香
計画管理部 木名瀬 政美
NSRR 管理課 村尾 裕之
研究炉加速器技術部 市村 茂樹
研究炉加速器技術部 伊藤 匡聡
JRR-3 管理課 荒木 正明
JRR-3 管理課 諏訪 昌幸
JRR-3 管理課 福島 学
JRR-3 管理課 細谷 俊明
JRR-3 管理課 車田 修
JRR-3 管理課 小林 健一
JRR-3 管理課 石崎 勝彦
JRR-3 管理課 平根 伸彦
JRR-3 管理課 今橋 正樹
JRR-3 管理課 木村 和也

JRR-3 管理課 川又 諭
JRR-3 管理課 宇野 裕基
研究炉技術課 大和田 稔
研究炉技術課 能登 弘樹
研究炉技術課 福井 二郎

受賞年月日 令和 4 年 12 月 7 日

[特許]

な し

This is a blank page.

